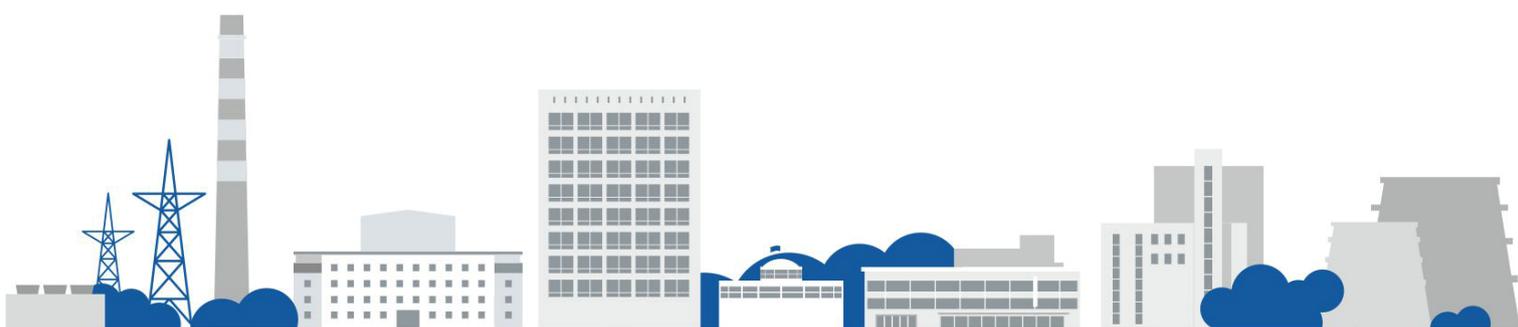


Всероссийская молодежная конференция
**«НАУЧНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ
И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ РАЗРАБОТКИ
В ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАЗВИТИЯ
ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ»**

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ



Димитровград, 2016 г.

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
«РОСАТОМ»

Акционерное общество
«Государственный научный центр –
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

ВСЕРОССИЙСКАЯ МОЛОДЁЖНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ
«Научные исследования и технологические разработки
в обеспечение развития ядерных
технологий нового поколения»

(Димитровград, 5–7 апреля 2016 г.)

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

Димитровград
2016

УДК 621.039(063)
ГРНТИ 58.01.13

Всероссийская молодёжная конференция « Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения», г. Димитровград, 5–7 апреля 2016 г.: тезисы докладов. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. — 128 с.

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на Всероссийской молодёжной конференции « Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения», проходившей 5–7 апреля 2016 года в городе Димитровграде Ульяновской области. В сборнике, предназначенном для специалистов в области ядерных технологий, представлены тезисы докладов следующей тематики:

- ◆ физика, техника, облучательные технологии и безопасность ядерных реакторов;
- ◆ реакторное материаловедение и технологии;
- ◆ радиохимические технологии;
- ◆ нуклидные технологии.

Тезисы докладов опубликованы в авторской редакции.

- © Акционерное общество «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (АО «ГНЦ НИИАР»), 2016
- © Авторы, 2016

ISBN 978-5-94831-144-9

ПЛЕНАРНЫЕ ДОКЛАДЫ

РАСЧЁТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ КОНСТРУКЦИИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ РЕАКТОРА БОР-60 С ЗАМЕДЛИТЕЛЕМ

А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В настоящее время на реакторе БОР-60 проводятся испытания различных видов ядерного топлива (ЯТ) для перспективных реакторов на быстрых нейтронах (РБН). При проведении внутриреакторных испытаний такого рода, первоочередной задачей является обеспечение требуемых условий испытаний, в максимальной степени соответствующих проектным условиям эксплуатации того или иного вида ЯТ. Важнейшими регламентируемыми параметрами при испытаниях экспериментальных твэлов являются темп выгорания ЯТ и линейная тепловая нагрузка, которые зависят от скорости делений ядер топлива в твэлах.

Сравнительно низкое обогащение испытываемых топливных композиций (относительно штатного ЯТ реактора БОР-60) и невысокие значения плотности потока нейтронов (относительно крупных РБН) в а.з. реактора БОР-60 приводят к тому, что при испытаниях экспериментальных твэлов сложно, а иногда и невозможно обеспечить требуемые значения тепловых нагрузок и темпов выгорания ЯТ.

Для увеличения скорости реакции деления ядер топлива в экспериментальных твэлах предлагается установить в экспериментальную ТВС (ЭТВС) элементы с замедлителем нейтронов.

Рассматривались три варианта исполнения ЭТВС (см. рис. 1):

- вариант 1: ЭТВС содержит 19 твэлов, не содержит элементов с замедлителем (рис.3а);
- вариант 2: ЭТВС содержит 13 твэлов и 6 элементов с замедлителем (рис.3б);
- вариант 3: ЭТВС содержит 6 твэлов и 13 элементов с замедлителем (рис.3в).

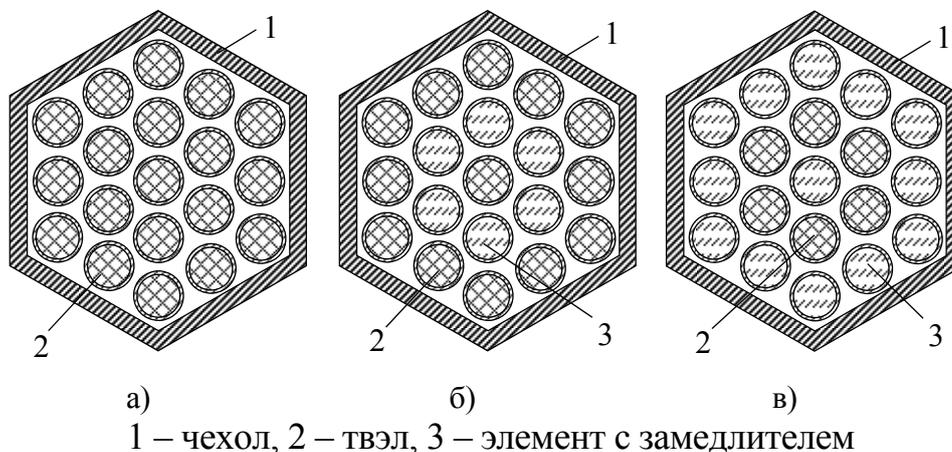


Рис. 1. Поперечное сечение ЭТВС

В результате работы получены расчётные оценки, подтверждающие эффективность и безопасность предложенного решения. В 2015 г. получен патент РФ на изобретение №2560919.

Возможность обеспечения высоких темпов выгорания ЯТ и тепловых нагрузок в экспериментальных твэлах при использовании предложенной конструкции ЭТВС позволила привлечь контракты на испытания перспективных видов ЯТ в реакторе БОР-60.

ТЕПЛОПРОВОДНОСТЬ ГРАФИТА ГР-280, ОБЛУЧЁННОГО ДО ВЫСОКОГО ФЛЮЕНСА НЕЙТРОНОВ

А.С. Покровский, Е.П. Белан, Д.В. Харьков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В работе представлены экспериментальные зависимости коэффициента теплопроводности графита ГР-280 от флюенса нейтронов в интервале $5 \div 32 \cdot 10^{25} \text{ м}^{-2}$ и температуры облучения в диапазоне $450 \div 650 \text{ }^\circ\text{C}$. Измерения коэффициента теплопроводности были выполнены методом лазерной вспышки на установке LFA 427 при температуре, равной температуре облучения.

В работе установлено, что в интервале флюенсов нейтронов $5 \div 15 \cdot 10^{25} \text{ м}^{-2}$ коэффициент теплопроводности значительно не меняется (относительное изменение коэффициента теплопроводности составляет не более 5 %), а при флюенсах выше $15 \cdot 10^{25} \text{ м}^{-2}$ – резко уменьшается с увеличением флюенса нейтронов. При увеличении температуры облучения от $450 \text{ }^\circ\text{C}$ до $650 \text{ }^\circ\text{C}$ коэффициент теплопроводности уменьшается на $6 \div 50 \text{ } \%$ в зависимости от флюенса нейтронов.

С использованием доступных экспериментальных данных создана аналитическая зависимость коэффициента теплопроводности графита ГР-280 от флюенса и температуры облучения в области флюенса нейтронов выше критического. Отмечено хорошее совпадение экспериментальных и расчетных значений коэффициента теплопроводности в интервале температур облучения $400 \div 800 \text{ }^\circ\text{C}$. Принимая во внимание, что многие марки российских и зарубежных графитов по своей структуре и конечной термообработке аналогичны графиту ГР-280, можно полагать, что полученная аналитическая зависимость может быть полезна при оценки коэффициента их теплопроводности.

ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ МОДЕРНИЗИРОВАННОЙ ЛОВУШКИ РЕАКТОРА СМ ДЛЯ НАКОПЛЕНИЯ ИЗОТОПОВ ТРАНСУРАНОВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

А.В. Куприянов, А.П. Малков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Центральная нейтронная ловушка является одним из наиболее востребованных устройств реактора СМ ввиду достигаемых в ней максимальных значений плотности потока нейтронов. С целью увеличения масштабов производства радионуклидов предложена конструкция ловушки с дополнительными облучательными объемами [1]. За счет отказа от использования бериллиевых вкладышей и размещения на их месте дополнительных ячеек их общее количество удалось поднять с 27 до 57. Конструктивно новый вариант компоновки ловушки, как и существующий, представляет собой сепаратор из циркониевых труб с водой в межтрубном пространстве (рис.1).

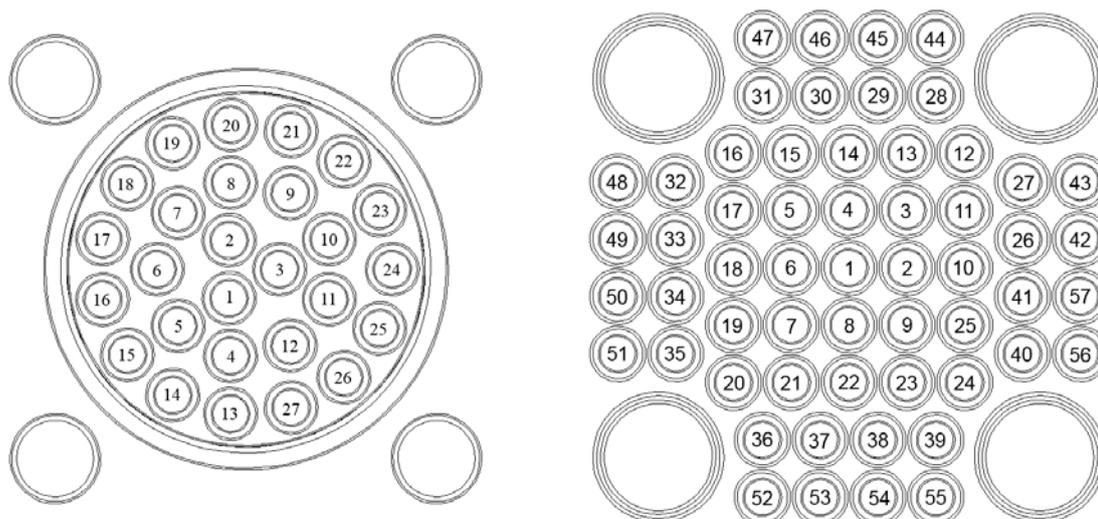


Рис. 1. Схема центральной нейтронной ловушки.

Слева – существующая компоновка, справа – модернизированная

Сравнительный расчет нейтронно-физических характеристик ячеек двух конструкций ловушек, в которые загружены алюминиевые имитаторы (вариант с малым возмущением спектра нейтронов) показал, что значения плотности потока тепловых нейтронов четырех внутренних рядов модернизированной ловушки сопоставимы с таковыми для ячеек ловушки существующей конструкции. В пятом ряду ячеек значения плотности потока нейтронов для данной группы минимальны, и по величине на 23% меньше, чем в ячейках третьего ряда используемой в настоящее время конструкции ловушки. Вместе с тем, большее количество замедлителя и отсутствие бериллиевых вкладышей смягчает спектр – доля резонансных нейтронов снижается на 15%. В случае планируемой загрузки всех ячеек стартовыми нуклидами, максимальная плотность потока

нейтронов в модернизированной ловушке оказывается ниже по причине большего эффекта блокировки, связанного с большей массой загружаемых материалов.

Использование новой конструкции центральной ловушки для накопления трансурановых элементов (ТУЭ) возможно по принятой в настоящее время трехэтапной схеме с учетом указанных выше особенностей.

Первый этап – наработка ^{244}Cm облучением тяжелых изотопов плутония в ближних к топливной зоне каналах бериллиевого отражателя реактора – может быть реализован с использованием ячеек пятого (периферийного) ряда ловушки. Более высокая плотность потока позволит ускорить накопления ^{244}Cm (трехкратный рост выхода целевого нуклида). При этом масса стартовой загрузки на одну мишень должна быть уменьшена двукратно по причине более высокого энерговыделения. Облучение мишеней с плутонием в ловушке целесообразно и потому, что позволяет избежать конкуренции с нарабатываемыми в ближних каналах отражателя реактора ^{60}Co и ^{192}Ir .

Более мягкий спектр нейтронов модернизированной ловушки снижает выход ^{252}Cf на 20% при одинаковом времени облучения тяжелых изотопов кюрия. Локально сделать его более жестким в ячейке с мишенью, содержащей кюрий, можно уменьшив объем замедлителя (воды) вокруг нее, или установив кадмиевые экраны. Первый способ трудно реализуем с технической точки зрения (необходимо изменять конструкцию ловушки под конкретное облучение), а второй снижает плотность потока тепловых нейтронов в соседних ячейках, где она критически важна, и вносит большую отрицательную реактивность. Установка же бериллиевых вытеснителей вокруг мишени с ТУЭ вместо соседних мишеней не дает значимого эффекта, т.к. не изменяет водного соотношения в сепараторной конструкции. Компенсировать потери можно используя схему с промежуточной загрузкой в реакторное устройство с жестким спектром (например, ТВС с экспериментальными каналами), описанную в [2].

В целом, новая ловушка позволяет увеличить объем производства изотопов ТУЭ за счет увеличения числа загружаемых мишеней. С учетом корректировки режимов облучения можно компенсировать некоторый проигрыш в параметрах нейтронного потока.

Литература:

1. Малков А.П., Исаев Ю.Н., Петелин А.Л. Центральное экспериментальное устройство в замедляющей полости исследовательского реактора. Пат. № 2410773 РФ G21C (20.11.08)
2. Топоров Ю.Г. Исследование методов повышения эффективности накопления калифорния-252 в реакторе СМ-2. Дисс. канд. техн. наук. Димитровград, 1981.

СНИЖЕНИЕ КРИТИЧЕСКОЙ ТЕМПЕРАТУРЫ ХРУПКОСТИ МЕТАЛЛА СВАРНЫХ ШВОВ КОРПУСОВ РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ*

М.Н. Тимофеев

ФГУП «ЦНИИ КМ "Прометей"», г. Санкт-Петербург

Повышение проектного срока службы, а также ужесточение требований к безопасности работы перспективных атомных водо-водяных энергетических установок ставит задачу снижения критической температуры хрупкости (T_{K0}) как основного металла, так и сварных швов корпусов ВВЭР. Созданные модификации стали марки 15X2МФА, а также технологии изготовления полуфабрикатов, обеспечивают T_{K0} не выше минус 35 °С (а в особых случаях, по требованию конструкторов, может быть обеспечена $T_{K0} \leq -60$ °С). Применяемые в настоящее время для сварки этих сталей материалы не позволяют обеспечить такие значения критической температуры хрупкости.

В докладе приведены результаты исследований, проведенных ФГУП «ЦНИИ КМ «Прометей» в направлении разработки новых материалов для автоматической сварки стали 15X2МФА, обеспечивающих снижение T_{K0} металла шва до уровня основного металла с сохранением заданных прочностных характеристик.

Приведены данные о влиянии типа сварочного флюса, содержания основных легирующих и микролегирующих элементов в составе сварочной проволоки на критическую температуру хрупкости и прочностные характеристики металла шва. Также приведены данные исследований влияния эксплуатационных факторов (нейтронное облучение и термическое старение) на T_{K0} металла шва.

Показано, что наименьшие значения критической температуры хрупкости, близкие к значениям T_{K0} основного металла, а также их сдвиги вследствие влияния эксплуатационных факторов, обеспечиваются при использовании агломерированного (керамического) флюса в сочетании со сварочной проволокой Cr-Ni-Mo системы легирования.

* Работа выполнена под научным руководством докт. техн. наук, проф. Г.П. Карзова и канд. техн. наук С.Н. Галяткина.

ПОЛУЧЕНИЕ ОПЫТНЫХ ПАРТИЙ ПРЕПАРАТОВ $^{227}\text{Ac}(\text{NO}_3)_3$ И $^{228}\text{Th}(\text{NO}_3)_4$

П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, Р.А. Кузнецов, В.А. Тарасов,
Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, А.Ю. Баранов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В АО «ГНЦ НИИАР» ведутся работы по созданию производства препаратов $^{223}\text{RaCl}_2$ и $^{224}\text{RaCl}_2$ медицинского назначения. Генераторами короткоживущих альфа-излучающих радионуклидов ^{223}Ra и ^{224}Ra являются, соответственно, долгоживущие ^{227}Ac и ^{228}Th , которые образуются при облучении ^{226}Ra в высокопоточном реакторе СМ.

Для получения опытных партий ^{227}Ac и ^{228}Th в качестве источника ^{226}Ra были использованы отработавшие свой ресурс источники гамма-излучения. После механического вскрытия оболочек источников, состоящих из сплава Pt-Ir, радий был растворен в царской водке. Очистку радия от примесей проводили методом катионообменной хроматографии на катионите AG-50x8(NH_4^+) из растворов, содержащих ЭДТА. Очищенный радий осаждали с нитратом свинца из концентрированной азотной кислоты. Для получения стартовой композиции осадки нитратов радия и свинца прокачивали при 700 °С для образования смеси метап्लомбата радия (RaPbO_3) с оксидом свинца (II) [1].

Радиевые мишени облучали в центральной нейтронной ловушке реактора СМ в течение 20÷30 сут в потоке тепловых нейтронов $1,5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$. После вскрытия мишеней облученный материал растворили в 50% HCOOH . Раствор облученного материала упарили, формиаты Ra, Pb, Ac и Th перевели в соответствующие нитраты при нагревании с азотной кислотой. Из полученного раствора осаждали радий и свинец в виде малорастворимых в концентрированной азотной кислоте нитратов. Полученные осадки $(\text{Ra,Pb})(\text{NO}_3)_2$ планируется использовать для повторного изготовления реакторных мишеней.

Фильтрат после осаждения радия представлял собой раствор в 15-16 моль/л HNO_3 , содержащий нитраты ^{228}Th , ^{227}Ac , следы ^{226}Ra , продукты активации оболочек и примесей в стартовом материале. Фильтрат разбавляли дистиллированной водой до концентрации HNO_3 7,5÷8 моль/л и выделяли ^{228}Th сорбцией нитратных комплексов тория на анионите BioRad AG-1x8(NO_3^-). Элюирование тория проводили раствором азотной кислоты с концентрацией 0,1 моль/л.

Выделение и очистку $^{227}\text{Ac}(\text{NO}_3)_3$ от примесей проводили методом экстракционно-распределительной хроматографии с использованием сорбента Ln-Resin. Сорбат после выделения тория упаривали до солей, которые растворяли в 0,015 моль/л HCl . Полученный раствор пропускали через колонку с Ln-Resin для сорбции ^{227}Ac . Для удаления примесей ^{51}Cr , ^{59}Fe , ^{60}Co колонку промывали 0,015 моль/л HCl . Для элюирования актиния использовали раствор азотной кислоты с концентрацией 0,5 моль/л. Примесь тория в этих условиях не элюируется и остается на колонке.

Контроль качества полученных продуктов проводили методами гамма- и альфа-спектрометрии. Самым важным параметром, определяющим возможность использования препаратов $^{227}\text{Ac}(\text{NO}_3)_3$ и $^{228}\text{Th}(\text{NO}_3)_4$ для генерирования ^{223}Ra и ^{224}Ra , является содержание в них долгоживущих альфа-излучающих примесей: $^{228}\text{Th} + ^{226}\text{Ra}$ в ^{227}Ac и $^{227}\text{Ac} + ^{226}\text{Ra}$ в ^{228}Th соответственно.

Контроль содержания ^{227}Ac и ^{226}Ra в препарате ^{228}Th проводили после химического выделения их на анионообменной смоле BioRad AG-1x8(NO_3^-). В случае ^{227}Ac химическое выделение примесных радионуклидов не проводилось, поскольку у этого радионуклида на альфа-распад приходится лишь 1,38 %. Определение ^{228}Th и ^{226}Ra проводилось по альфа-спектру, полученному в первые двое суток после очистки препарата ^{227}Ac . Это позволяло снизить вклад в спектр дочерних альфа-излучающих продуктов распада.

В 2015 году изготовлены, облучены и переработаны три мишени, содержащие 40÷50 мг радия в каждой, что позволило выделить ~3 Ки ^{228}Th и ~0,2 Ки ^{227}Ac , с характеристиками, позволяющими периодически получать опытные партии $^{224}\text{RaCl}_2$ и $^{223}\text{RaCl}_2$. В докладе представлены характеристики полученных партий ^{227}Ac и ^{228}Th и обсуждаются пути масштабирования технологии.

[1] Буткалюк П.С., Буткалюк И.Л., Кузнецов Р.А. и др. Исследование свойств барий-свинцовой композиции // Известия Самарского научного центра РАН. Т. 15, №4(5). 2013. С. 1065-1072.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ ЭРБИЕВОГО ВЫГОРАЮЩЕГО ПОГЛОТИТЕЛЯ В КАССЕТНЫХ АКТИВНЫХ ЗОНАХ С БОЛЬШИМ ЭНЕРГОРЕСУРСОМ

В.И. Алексеев, В.Ю. Галицких, А.В. Митрофанов,
О.А. Морозов, М.Г. Шкоков

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

При проектировании активных зон ледокольных реакторов с увеличенным энергоресурсом запас реактивности на выгорание топлива компенсируется гадолиниевыми СВП. При использовании гадолиния недовыгорание сильнопоглощающих изотопов (Gd-155 , Gd-157) может быть исключено практически полностью благодаря их высоким сечениям поглощения. Однако с увеличением энергоресурса активных зон и, соответственно, загрузки гадолиния для компенсации возрастающего запаса реактивности становится значимым поглощение нейтронов четными изотопами гадолиния, содержащимися в естественной смеси ($\approx 60\%$) и образующимися при выгорании.

В этих условиях является перспективным увеличение роли борного выгорающего поглотителя в компенсации запаса реактивности на выгорание топлива

[1]. Важное положительное свойство бора в сравнении с гадолинием – выгорание поглощающего изотопа В-10 с образованием He^4 и Li^7 , которые в отличие от четных изотопов гадолиния практически не поглощают нейтроны. Недостатком борного поглотителя является газовыделение при выгорании, что ухудшает коррозионную стойкость и прочностные характеристики борированных прутков или конструкционных элементов ТВС.

Учитывая промышленную освоенность эрбия, опыт его применения в энергетике, а также его преимущество перед бором как n - γ поглотителя, целесообразно исследовать возможность частичной замены гадолиния в активных зонах ледокольных реакторов на эрбий без использования бора.

Сравнительный анализ эффективности и динамики выгорания гадолиниевых СВП и эрбиевого поглотителя выполнен на базе ячеечных расчетов с использованием программ WIMS [2] и MCU [3] применительно к кассетной ТВС активной зоны типа 14-15-1 РУ РИТМ-200 для универсального атомного ледокола.

В результате расчетов получено, что для компенсации пониженной эффективности эрбиевых СВП масса эрбия в них должна быть увеличена почти в 2 раз относительно массы гадолиния, при этом соответственно возрастает масса четных изотопов эрбия, обладающих заметным сечением поглощения. Кроме того, оказывает влияние образование Er-167 за счет поглощения нейтронов на Er-166 . В итоге потери в кампании относительно гадолиниевых СВП возрастают (продолжительность кампании при полной замене гадолиниевых СВП на эрбиевые меньше на $\sim 11\%$). Это позволяет сделать вывод о нецелесообразности использования эрбия в виде СВП.

При использовании эрбия в виде примеси в топливной композиции из-за отсутствия блокировки его загрузка значительно меньше, чем в случае применения эрбиевых СВП. Но тем не менее паразитное поглощение на четных изотопах эрбия в конце кампании превышает захват нейтронов на четных изотопах гадолиния. Таким образом, использование естественного эрбия в любом виде взамен части гадолиния в активной зоне приводит к ухудшению топливоиспользования.

Однако, в то же время использование эрбия, интегрированного в топливную композицию при концентрации $0.15\text{-}0.20 \text{ г/см}^3$ ($\sim 4\%$ отн.), позволяет исключить «серые» гадолиниевые СВП и повысить число твэлов и ураноемкость ТВС до 10% . Но при этом, как сказано выше, потери реактивности, обусловленные четными изотопами эрбия и недовыгоранием Er-167 , ухудшают удельный расход U-235 . В результате, используя в качестве выгорающего поглотителя эрбий в топливе, можно снизить обогащение топлива или увеличить продолжительность кампании при сохранении обогащения и загрузки топлива в твэле на $\sim 6\%$. Кроме этого, положительный эффект заключается еще и в улучшении показателей теплотехнической надежности из-за увеличения площади теплосъема, снижении плотности осколков деления из-за снижения загрузки и уменьшения неравномерности энерговыделения по твэлам.

Таким образом, проведенные исследования показали, что применение природного эрбия в качестве выгорающего поглотителя в виде СВП и в топливе в ледокольных реакторах не дает преимуществ в части топливоиспользования.

Использование же эрбиевого поглотителя в виде примеси в топливной композиции позволяет отказаться от части гадолиниевых стержней с заменой их на твэлы, что способствует увеличению ураноемкости активной зоны. При заданной продолжительности кампании это способствует снижению загрузки топлива в твэлы, что при сокращении количества СВП и уменьшении неравномерности энерговыделения внутри ТВС позволяет значительно улучшить показатели теплотехнической надежности и снизить плотности осколков деления.

Список использованных источников

1 Самойлов О.Б., Алексеев В.И., Галицких В.Ю. «Оптимизация компенсации запаса реактивности на выгорание в активных зонах транспортных реакторов с использованием боросодержащих носителей», журнал «Атомная энергия», т.116, вып.1, 2014

2 WIMS-D A Neutronic Code for Standard Lattice Physics Analysis, Distributed by the NEA Databank, NEA 1507/02. Halsall M.J. A Summary of WIMS-D4 Input Options. AEE, Winfrith, July 1980, W12840, SC20, AEEW – M 1327, Reissued June 1980

3 Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А. и др. Статус MCU-5 // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4, с. 4–23

4 И.П. Селиванов. Изотопы, том 2, 1231 с, Москва, 1970

РЕЗУЛЬТАТЫ МОДЕЛЬНЫХ ИСПЫТАНИЙ ПО ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКОМУ ВЗАИМОДЕЙСТВИЮ МАТЕРИАЛОВ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С ИМИТАТОРАМИ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ НИТРИДНОГО ТОПЛИВА

И.Ф. Гильмутдинов, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Введение

Физико-химическое взаимодействие продуктов деления ядерного топлива быстрых реакторов с оболочками относится к факторам, влияющим на работоспособность твэлов. С повышением выгорания топлива увеличивается количество коррозионно-активных продуктов деления, основными из которых являются йод, цезий и теллур, а также длительность их воздействия на оболочку твэла. В процессе эксплуатации твэла его оболочка может находиться в напряженно-деформированном состоянии, обусловленном давлением газовых продуктов деления под оболочкой, механическим взаимодействием с топливом, градиентами температуры в оболочке, взаимодействием пучка твэлов с чехлом ТВС. Растягивающие напряжения в материале оболочки могут влиять на процесс коррозионного взаимодействия с продуктами деления, возможно, изменяя вид коррозии и её скорость.

В течение ряда лет в АО «ГНЦ НИИАР» проводились вне реакторные коррозионные испытания материалов оболочек ТВЭЛов, разрабатываемых в АО «ВНИИНМ», для получения сравнительных данных по их стойкости в различных коррозионно-активных средах, содержащих химические элементы – продукты деления топлива.

В работе представлены результаты модельных коррозионных испытаний образцов сталей марок ЭК-164, ЧС-68, ЭП-450 ДУО, ЭП-900, ЭП-823, ЭК-181 и ЧС-139, полученных от АО «ВНИИНМ», в средах, содержащих иодид цезия, йод и теллур в газовой фазе.

Методика проведения модельных коррозионных испытаний

Данная работа заключалась в проведении испытаний сталей в условиях, создаваемых в ТВЭлах с нитридным топливом. Эксперименты планировали в предположении низкого кислородного потенциала нитридного топлива, которое задавали кислородным буфером – смесью порошков $Zr-ZrO_2$ (равновесный кислородный потенциал системы $Zr-ZrO_2$ $\Delta \bar{G}(O_2) = -920$ кДж/моль при 700 °С), а в случае со средой иодида цезия, напротив, создавалось повышенное содержание кислорода применительно к случаю наличия кислорода в нитридном топливе в виде примеси.

Для проведения вне реакторных коррозионных испытаний использовались кварцевые ампулы, в которые перед герметизацией закладывались образцы сталей и химические реагенты. Готовые ампулы помещались в трубчатую печь, где задавались определенные температурные условия испытаний. Время проведения испытаний одной ампулы – 100 часов.

Помимо обычных кольцевых образцов для исследования влияния механических растягивающих напряжений на коррозию сталей были использованы методики нагружения кольцевых образцов при постоянной деформации [1] и трубчатых образцов внутренним давлением. Максимальное значение задаваемого напряжения составляло 120 МПа. Данное значение было выбрано из условия не превышения предела текучести сталей при максимальной температуре испытаний. Такой уровень напряжений может быть достигнут в оболочках ТВЭЛов быстрого реактора с нитридным топливом при выгорании выше 6 % тяж. ат.

Температурные режимы испытаний задавались следующие: в средах с йодидом цезия и йодом – градиент температуры в интервале 400-1200 °С (температура зоны расположения образцов – 400 – 700 °С), характерный для зазора топливо-оболочка в штатных условиях работы ТВЭла реактора типа БН, в среде с теллуrom – испытания при постоянной температуре 700 °С, при которой давление насыщенных паров расплавленного теллура составляло 24,3 мм. рт. ст.

Испытанные образцы после подготовки были исследованы методами металлографии, сканирующей электронной микроскопии и рентгеноспектрального микроанализа.

Основные результаты

При наличии градиента температуры осуществляется иодидный массоперенос [2] компонентов стали в высокотемпературную зону, при этом разные стали проявляют различную коррозионную стойкость. Для сталей аустенитного класса селективный вынос компонентов осуществляется с границ зёрен для стали ЧС-68 (рис.1 а) и фронтально для стали ЭК-164 (рис. 1 б). Различие в химической активности границ зёрен в этих сталях может быть обусловлено особенностями их легирования, в частности легированием церием. Взаимодействие сталей феррито-мартенситного класса с йодом приводит к их язвенной коррозии (рис. 1 в).

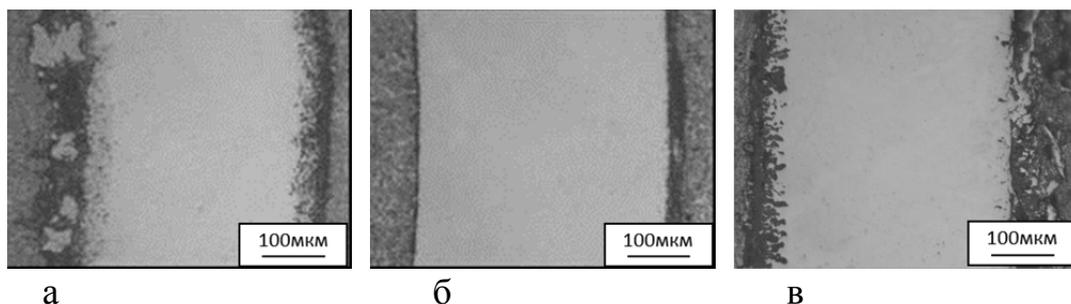


Рис. 1. Оптические изображения участков образцов сталей после испытаний в среде йода в условиях градиента температур, где: а – сталь ЧС-68, б – сталь ЭК-164, в – сталь ЧС-139

Взаимодействие всех сталей с иодидом цезия при высоком кислородном потенциале максимально. Подтверждено, что значение кислородного потенциала определяет ход развития процесса. При высоком кислородном потенциале происходит разложение соединения CsI с образованием хроматов цезия Cs_xCrO_4 , а йод в не связанном состоянии начинает активно взаимодействовать с компонентами стали.

Растягивающие механические напряжения в образцах, испытанных в среде газообразного йода при наличии градиента температуры, привели к явному изменению характера коррозии только для стали ЭК-164, которое проявилось в возникновении межзеренного типа коррозии (для ненагруженного образца характер взаимодействия – фронтальный), характеризующегося выносом железа и хрома с поверхности и границ зёрен в образцах и соответствующим обогащением их никелем (рис. 2). Для других сталей наличие механических напряжений не повлияло существенным образом на характер коррозии.

Взаимодействие всех испытанных образцов сталей с газообразным теллуrom в условиях нагружения также как и без него имело фронтальный характер с некоторыми особенностями для разных материалов (рис. 3). В частности, для сталей марок ЧС-139 и ЭП-823 наряду с фронтальным взаимодействием отмечено образование небольших язв, а для стали ЭК-181 характерно образование небольших локальных коррозионных зон на поверхности образца. Исключениями являются стали марок ЭК-164, ЭП-450 ДУО и ЭП-900, при испытании трубчатых образцов которых взаимодействие носило фронтальный характер, равномерный по всей внешней поверхности.

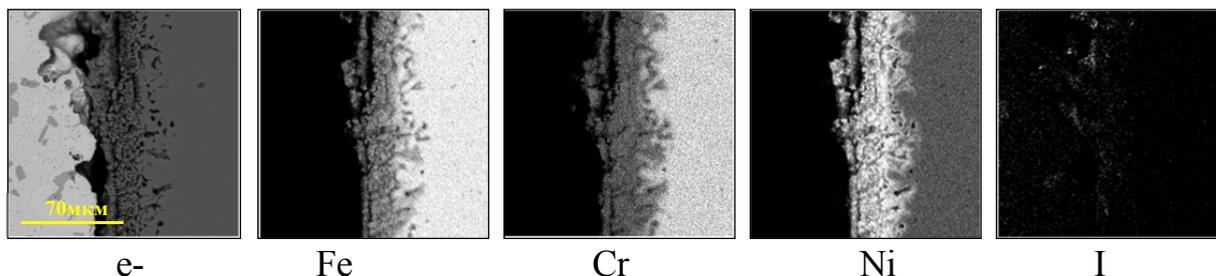


Рис. 2 – Электронно-микроскопическое изображение и карты распределения элементов в образце из стали ЭК-164 после испытаний в нагруженном состоянии в среде йода

В частности, для сталей марок ЧС-139 и ЭП-823 наряду с фронтальным взаимодействием отмечено образование небольших язв, а для стали ЭК-181 характерно образование небольших локальных коррозионных зон на поверхности образца. Исключениями являются стали марок ЭК-164, ЭП-450 ДУО и ЭП-900, при испытании трубчатых образцов которых взаимодействие носило фронтальный характер, равномерный по всей внешней поверхности.

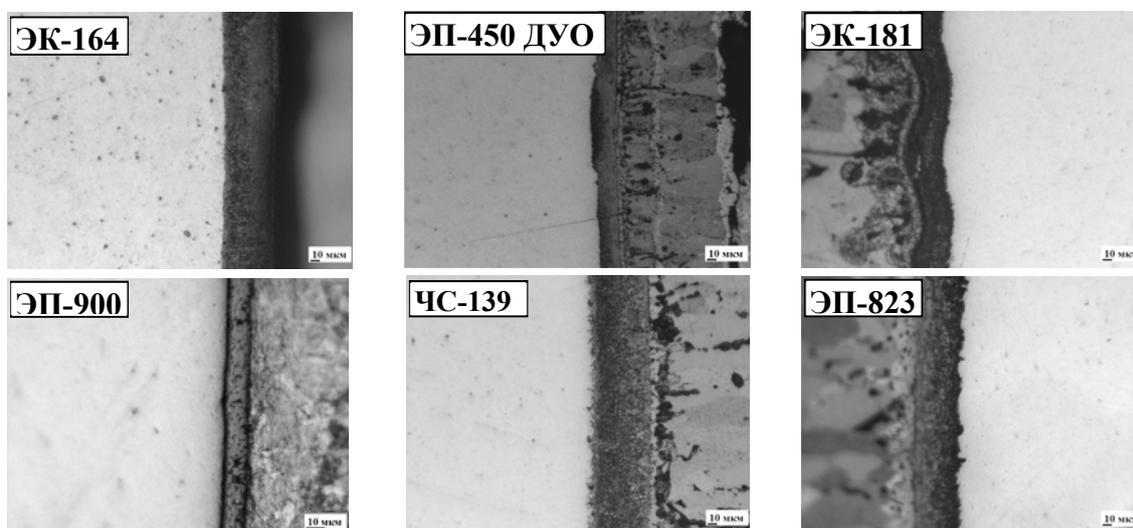


Рис. 3. Оптические изображения участков взаимодействия образцов сталей после испытаний в напряженном состоянии в среде газообразного теллура

Очевидно, что модельные вне реакторные коррозионные испытания не могут в полной мере заменить натурные реакторные испытания твэлов, поскольку невозможно точно воспроизвести все процессы, происходящие внутри твэла под облучением. Вне реакторные эксперименты позволяют определить влияние индивидуального коррозионного реагента и получить предварительные данные по стойкости различных марок сталей в одинаковых условиях, что является эффективным дополнением реакторных испытаний.

Список использованной литературы

1. Коррозия: Справочник / Под ред. Л.Л. Шрайера. – М.: Металлургия, 1981. – 631 с.
2. Крюков Ф.Н., Голованов В.Н., Шамардин В.К. Коррозия оболочек твэлов реакторов на быстрых нейтронах в результате физико-химического взаимодействия с топливом и продуктами деления. – Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2006. – 229 с.

**ФИЗИКА, ТЕХНИКА,
ОБЛУЧАТЕЛЬНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ
И БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ**

АНАЛИЗ РАБОТЫ РЕАКТОРА МИР В 2015 ГОДУ

А.М. Шараев, А.П. Малков, Д.В. Фомин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Материаловедческий исследовательский реактор МИР.М1 предназначен для проведения испытаний ТВС, фрагментов ТВС и твэлов ядерных реакторов различного назначения в режимах, близких по своим параметрам к предполагаемым рабочим, а также производства радионуклидов. Одновременно в реакторе могут проводиться испытания нескольких опытных ТВС и экспериментальных устройств, отличающихся конструкцией, материальным составом, содержанием делящихся материалов в твэлах, мощностью, видом и параметрами охлаждающего теплоносителя. Поэтому, главное требование, предъявляемое к реактору, - возможность обеспечения, поддержания и контроля заданных условий облучения одновременно для всех исследуемых ТВС.

Для повышения эффективности использования реактора МИР.М1, обеспечения условий выполнения и безопасности проводимых экспериментальных работ необходимо проводить систематический анализ его физических и эксплуатационных характеристик. Результаты анализа требуются для

- обоснования выбора компоновки активной зоны перед каждой кампанией;
- разработки и совершенствования методик определения нейтронно-физических характеристик реактора;
- определения и обеспечения условий безопасного проведения испытаний;
- верификации расчетных методик;
- обоснования безопасности реактора;
- выявления проблемных вопросов.

Представляемый доклад содержит информацию о работе реактора за 2015 год в части обеспечения требований ядерной безопасности, методического обеспечения контроля нейтронно-физических характеристик активной зоны, выполнения условий проведения экспериментов по мощности экспериментальных устройств.

ИЗУЧЕНИЕ ТЕРМОМЕТРИЧЕСКОЙ ХАРАКТЕРИСТИКИ УЗЛА ИЗМЕРЕНИЯ ОБОЛОЧКИ ОБЛУЧЁННОГО ТВЭЛА В УСТРОЙСТВЕ ДЛЯ ЭКСПЕРИМЕНТА ЛОСА НА ЛАБОРАТОРНОМ СТЕНДЕ

О.И. Дреганов, В.Н. Шулимов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В канале реактора МИР планируется проведение испытаний двух твэлов в условиях максимально близких к расчётным значениям параметров для 2-й и 3-й стадий ЛОСА в водо-водяном реакторе.

Разработанное экспериментальное устройство сконструировано таким образом, что оно позволяет измерять температуру оболочки облученного твэла в режиме реального времени при проведении реакторного эксперимента. Экспериментальное устройство (ЭУ) оснащается датчиками контроля температуры,

давления и изменения мощности на стадии изготовления, а с облученным твэлом (источником высокой активности) собирается в защитной камере дистанционно. Выбранный способ крепления ТЭП в ЭУ, который обеспечивает прижатие твэла к рабочему спая, требует тщательной апробации и изучения. Для решения данной задачи было предложено проведение лабораторного эксперимента с использованием изготовленной активной части ЭУ, оснащенной датчиками температуры и электрообогреваемым имитатором твэла (ЭИТ), который тоже оснащен по высоте дополнительными ТЭП.

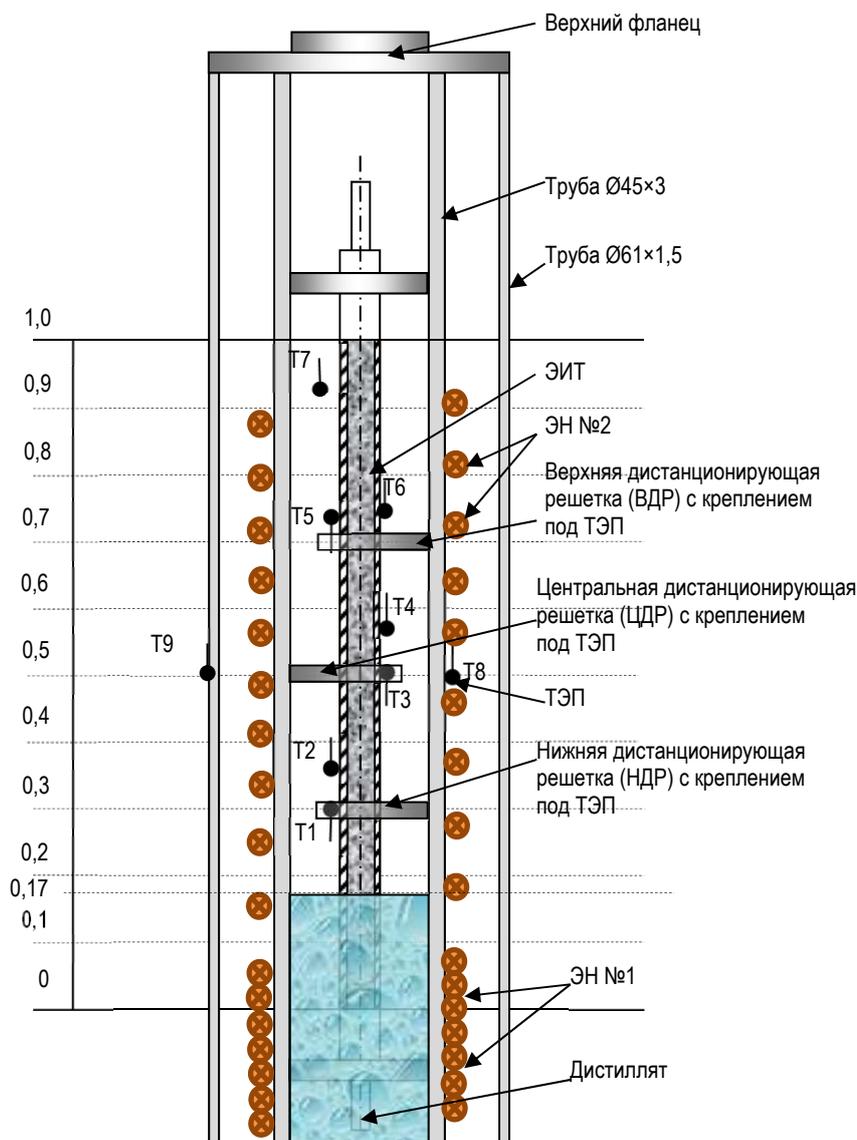


Рисунок 1 – Схема общего вида части ЭУ лабораторного стенда

К факторам, которые вносят погрешность в определение температуры оболочки твэла, можно отнести способ крепления ТЭП с использованием решётки, влияние самой решётки – экранирование ТЭП и рассеивание тепла, тепловую инерцию за счёт массы всего узла крепления ТЭП.

В докладе приводятся:

- конструкция ЭУ и оборудование экспериментального стенда;
- режимы лабораторного эксперимента;
- результаты и анализ данных, полученных при проведении эксперимента на лабораторном стенде.
- рекомендации по выбору расположения рабочего спая ТЭП в ЭУ по отношению к ДР и твэлу.
- корректирующие значения, которые будут учитываться при определении температуры оболочки и ее скорости разогрева по показаниям ТЭП, расположенных в ДР, при проведении испытаний облученных твэлов в канале реактора МИР.

Изучение термометрической характеристики узла измерения в ЭУ температуры оболочки ЭИТ на лабораторном стенде позволило скорректировать расположение рабочих спаев ТЭП, которые являются принадлежностью ЭУ, по отношению к дистанционирующим решеткам (ДР) и твэлу для измерения температуры и скорости разогрева оболочки с наименьшей погрешностью. Кроме этого, анализ данных лабораторного эксперимента позволяет определить корректирующую величину (систематическую погрешность), необходимую при определении температуры оболочки и ее скорости разогрева по показаниям ТЭП.

ВЛИЯНИЕ ЗАЩИТНОГО НИХРОМОВОГО ПОКРЫТИЯ НА КОРРОЗИОННУЮ СТОЙКОСТЬ ЦИРКОНИЕВЫХ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ В ПАРЕ

Д.Н. Игнатьев, А.А. Урусов, А.А. Мокрушин, К.К. Полуниин

ФГУП «НИИ НПО "ЛУЧ"», г. Подольск

Циркониевые сплавы являются одними из основных материалов, используемыми при создании оболочек твэлов реакторов на тепловых нейтронах. Это обусловлено удачным сочетанием в нем физико-механических свойств и низким сечением захвата тепловых нейтронов.

В настоящее время ведутся активные исследования и технологические разработки различных способов повышения безопасности твэлов тепловых реакторов, начиная с использования защитных покрытий и заканчивая созданием новых вариантов твэлов.

Наиболее легко реализуемым и экономически обоснованным способом повышения безопасности является защита циркониевых оболочек твэлов

от высокотемпературного окисления путем создания на внешней поверхности коррозионностойких защитных покрытий.

Покрытия должны обладать следующими характеристиками: высокое сопротивление окислению; хорошая адгезия к матрице; фазовая стабильность до высоких температур; максимально близкие значения КЛТР покрытия и оболочки; минимальное сечение поглощения тепловых нейтронов; максимальная теплопроводность; радиационная стойкость; технологичность (возможность покрытия изделий сложной формы, а также автоматизация процесса). Нихром обладает всеми необходимыми характеристиками для использования его в качестве защитных покрытий.

Цель представленной работы: получение экспериментальных образцов циркониевых оболочек с защитным нихромовым покрытием ($\text{Ni}_{80\text{масс.}}\text{Cr}_{20\text{масс.}}$) и исследование их поведения при высокотемпературном окислении в среде пара при температурах (900-1200) °С.

Исследования проводили на фрагментах оболочечных труб твэлов из циркониевого сплава Э110 (электролитический) длиной ~ 100 мм.

В работе рассмотрено влияние способов подготовки поверхности и режимов нанесения (напряжение смещения, время нанесения) на качество получаемого покрытия. Для выбора оптимального напряжения смещения проведена серия экспериментов с его изменением от 50В до 450В с шагом 50В. Ряд полученных покрытий при режимах (100В, 150В, 300В) показан на рисунке 1.

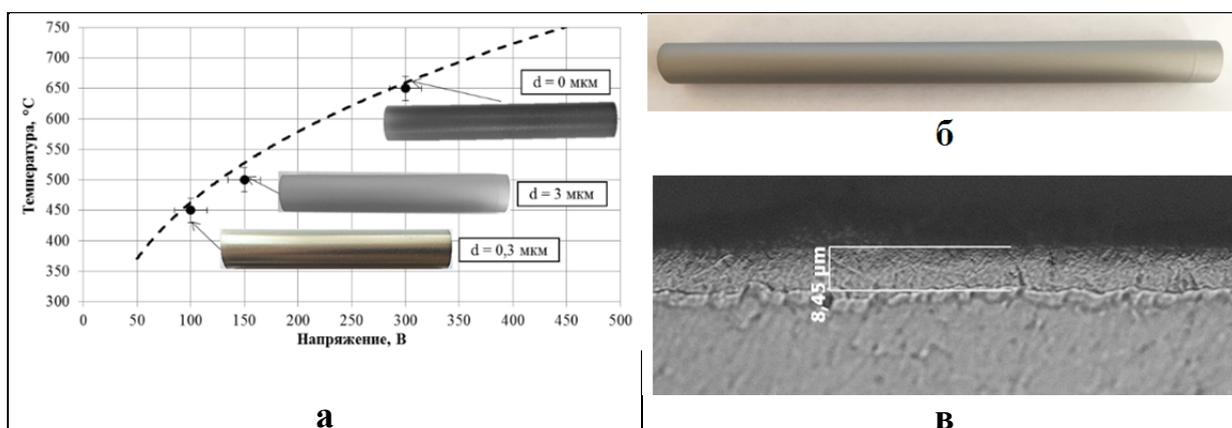


Рисунок 1 – Отработка методики нанесения покрытия
а – влияние напряжения смещения на температуру образца (время процесса нанесения – 120 мин); **б** – внешний вид оболочки с нанесенным покрытием; **в** – определение толщины покрытия металлографическим методом

Наиболее оптимальным выбран режим при напряжении 150 В (оболочка имеет матовый внешний вид без следов отслоения), толщина покрытия порядка 3 мкм. Для достижения оптимальной толщины покрытия (8-10 мкм) время нанесения покрытия было увеличено до 4 часов.

Определена величина относительной деформации, при которой происходит растрескивание и отшелушивание покрытия. В ходе испытаний на сжатие образцов проведен ряд экспериментов с различными значениями перемещения траверс (относительная деформация 3, 5, 7, 10, 20 и 50%). При достижении относительной деформации 50 %, обнаружен разрыв живого сечения циркония

и образование гребней. Таким образом, разрушение циркония также характеризуется пластической деформацией.

Для оценки адгезионных свойств защитного покрытия проведены материаловедческие исследования торцевой поверхности оболочки. С помощью оптического микроскопа показано, что при деформациях ниже 7 % отслаивания покрытия не происходит. При сжатии 7 % наблюдается растрескивание покрытия, при этом трещины не достигают поверхности оболочки. При достижении относительной деформации 10 % трещины проходят покрытие насквозь, и происходит его отслоение.

В работе проведены изотермические коррозионные испытания в интервале температур от 900 до 1200 °С с шагом в 100 °С, испытания проводили на стенде «ГАЗПАР» в условиях высокотемпературного окисления в потоке перегретого пара, скорость охлаждения составляла не более 20°С/с, длительность испытаний – до 5000 с.

Рассмотрено поведение оболочек с покрытием после кратковременных коррозионных испытаний при температурах 900°С (500 с) и 1000 °С (150 с). После испытаний на внешней поверхности образцов отсутствуют трещины и следы шелушения, на внутренней поверхности заметно растрескивание и отшелушивание оксидного слоя. На поверхности обоих образцов видно образование двух оксидов, один из которых представляет собой оксид хрома Cr_2O_3 , а второй соединение оксидов никеля и хрома. Также наблюдается образование слоя, состоящего из Zr, Cr и Ni, произошедшего вследствие диффузии элементов покрытия и оболочки, и увеличивающего их адгезию.

В работе проведено высокотемпературное окисление образца с покрытием при длительных временах (5000 с), $T = 900$ °С. В результате анализа образца отмечено, что внешняя поверхность имеет вид, аналогичный виду образца после кратковременного испытания при $T = 900$ °С, однако внутренняя поверхность окислена сильнее, видны следы отшелушивания оксидного слоя ZrO_2 .

Выполнены коррозионные испытания при температурах 1100 и 1200 °С (100 с). На обоих образцах наблюдается деградация внешней поверхности образца, свидетельствующего о потере защитных свойств покрытия. На внутренней поверхности видны следы отвалившегося оксидного слоя ZrO_2 . Проведены электронно-микроскопические исследования поперечного сечения образцов. Изначально гладкая внешняя поверхность оболочки приобрела неровный вид. На образце, окисленном при температуре 1200 °С, видно образование оксидного слоя ZrO_2 с обеих сторон оболочки. Определено, что покрытие утратило свои защитные свойства, произошла диффузия элементов покрытия и оболочки и образование новых фаз.

На основе анализа полученных результатов коррозионных испытаний и диаграммы состояния сплава Ni-Zr можно заключить, что для данных температур испытаний (1100 и 1200 °С) характерна эвтектическая реакция $L = \text{Zr}_2\text{Ni} + \beta\text{-Zr}$ (960 °С). В результате чего в образовавшемся ранее слое Zr-Cr-Ni происходит плавление, сопровождаемое объемными изменениями, которые в свою очередь приводят к растрескиванию защитного покрытия. Цирко-

ний оказывается оголенным и подвергается мгновенному окислению с образованием оксида ZrO_2 , температура плавления которого 2715 °С.

Выводы:

1. Подобран способ подготовки образцов и режимы нанесения нихромового покрытия вакуумно-дуговым методом на циркониевые оболочки твэлов оболочки.

3. Установлены предельные уровни пластической деформации (7 %), при которых нихромовое покрытие подвергается растрескиванию. Отслоение покрытия от поверхности оболочки происходит при 10 % сжатия.

4. В результате высокотемпературных коррозионных испытаний установлено, что покрытие сохраняет свои защитные свойства при окислениях в паре до температуры 1000 °С.

5. Потеря защитных свойств покрытия из нихрома происходит по причине объемных изменений, происходящих в результате эвтектической реакции в температурном интервале от 1000 до 1100 °С.

МЕТОДИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ИЗМЕРЕНИЯ ТОЛЩИНЫ ОКСИДНОЙ ПЛЁНКИ НА ПОВЕРХНОСТИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ В БАССЕЙНЕ ВЫДЕРЖКИ РЕАКТОРА МИР

А.В. Бурукин, А.И. Долгов, П.А. Ильин,
В.В. Калыгин, С.В. Михайлов, М.А. Мокеичев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Петлевые установки реактора МИР позволяют реализовать широкий спектр испытаний твэлов и конструкционных материалов водоохлаждаемых реакторов, включая, например, облучение твэлов с оболочками из различных сплавов в условиях, моделирующих эксплуатацию в активной зоне энергетического реактора. Цель подобных экспериментов - получение данных по коррозионной стойкости оболочечных материалов, а также исследование влияния особенностей водно-химического режима и теплогидравлических параметров теплоносителя на поведение разработанных конструкций твэлов.

Для объективного понимания поведения твэлов под облучением, построения моделей происходящих явлений, разработки и совершенствования расчетных кодов необходимы данные, характеризующие кинетику изменения параметров состояния твэлов. Одним из важнейших параметров состояния оболочки твэлов является коррозионная стойкость оболочечного материала. Для изучения динамики окисления материала оболочки, при его испытаниях необходимы периодические материаловедческие неразрушающие исследования, проведение которых в защитных камерах, может значительно увеличить общую длительность испытаний, что не всегда оправдано.

Для решения данной задачи в АО «ГНЦ НИИАР» разработан и создан комплекс оборудования, позволяющий во время плановых остановок реактора МИР.М1 в процессе испытаний проводить промежуточные исследования твэлов, в том числе и измерение толщины оксидной пленки (ТОП) на поверхности оболочек твэлов, облучаемых в составе экспериментальных ТВС [1].

В докладе представлена возможность применения стандартного промышленного оборудования, такого как измеритель толщины различных покрытий в комплекте с вихретоковым (ВТ) датчиком применительно к измерению ТОП на поверхности оболочек облученных твэлов. Рассмотрен принцип работы ВТ-датчика, и факторы, оказывающие существенное влияние на результат измерения ТОП. Приведены результаты исследования зависимости показаний ВТ-датчика от температуры исследуемого объекта, а так же выработаны рекомендации по устранению влияния критичных факторов на погрешность измерений ТОП в бассейне выдержки реактора.

Список литературы

1. Burukin A.V., Dolgov A.I., Izhutov A.L. et al. Equipment for Interim Examinations of Fuel Rods in the MIR Reactor Storage Pool. — Proc. of the 10-th International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 7-14 September 2013, Sandanski, Bulgaria, ISSN 1313-4531, p. 244-250.

ОСТАТОЧНАЯ ПЛАСТИЧНОСТЬ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ВОДЯНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ ПОСЛЕ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО ОКИСЛЕНИЯ И НАВОДОРОЖИВАНИЯ

А.А. Бучнева, Д.Н. Игнатъев, А.А. Мокрушин,
Д.М. Солдаткин, А.А. Урусов

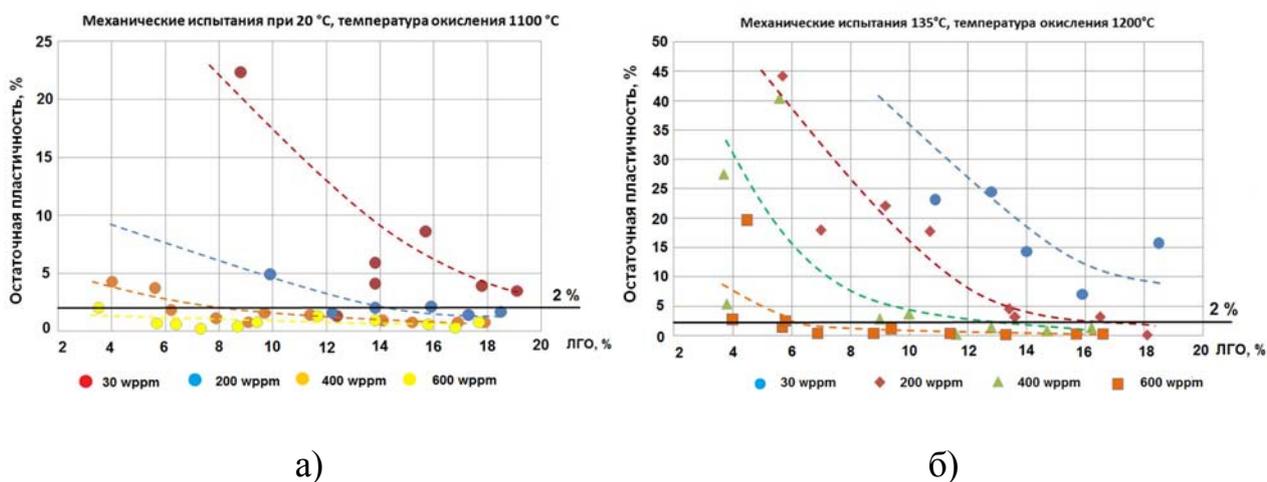
ФГУП «НИИ НПО "ЛУЧ"», г. Подольск

В условиях прогнозируемого дефицита урана и высокой конкуренции на рынке ядерного топлива одна из основных задач, над решением которой работают страны, развивающие атомную энергетику, – это повышение эффективности использования топлива. Стремление увеличить экономическую эффективность работы реактора ведет к повышению температуры на оболочке твэла в эксплуатационных условиях и, как следствие, интенсификации процессов поглощения материалом оболочки твэла водорода. Отсутствие понимания влияния поглощенного водорода на структуру оболочечных сплавов в условиях высокотемпературного окисления, а также недостаточно изученность термомеханического поведения новых оболочечных сплавов циркония в аварийных условиях обуславливает актуальность исследований.

Исследование влияния наводороживания на коррозионное и термомеханическое поведение оболочек твэлов из сплава Э110 на губчатой основе выполня-

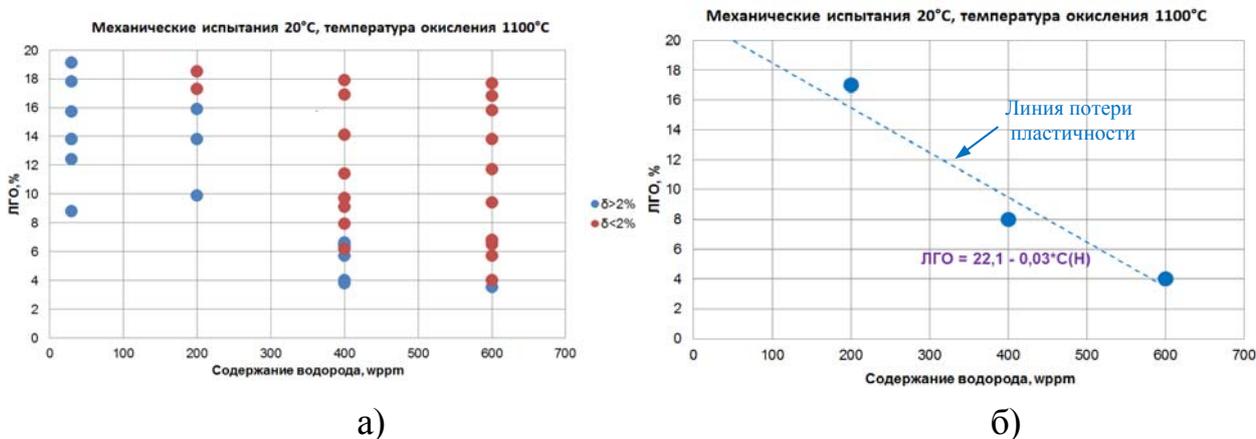
ли на образцах длиной от 10 до 60 мм. Материал оболочки (диаметр 9,5×8,33 мм) – сплав Э110 на губчатой основе. Испытания образцов оболочек выполняли в два этапа: предварительное наводороживание образцов в интервале от 200 до 600 wppm; изотермические коррозионные испытания при температуре 1100, 1200 °С [1].

Для иллюстрации остаточных механических свойств фрагментов оболочек на рисунке 1 представлены зависимости остаточной пластичности от локальной глубины окисления для температуры испытания 1100, 1200 °С и различного содержания водорода (от 30 до 600 wppm).



а) б)
Рисунок 1 – Зависимость остаточной пластичности от ЛГО для 1100 °С и комнатной температуры механических испытаний (а) и 1200 °С и температуры механических испытаний 135°С (б)

На графиках отмечена тенденция к снижению величины остаточной пластичности с ростом глубины окисления и уровня предварительного наводороживания для комнатной температуры механических испытаний и 135 °С. В этой связи возникает необходимость установления зависимости глубины окисления, соответствующей пороговой величине остаточной пластичности (равной, в соответствии с международной практикой, 2%), от содержания водорода.



а) б)
Рисунок 2 – Критерий охрупчивания оболочек твэлов для температуры окисления 1100 °С и комнатной температуры механических испытаний

На рисунке 2 в координатной плоскости ЛГО – содержание водорода отображены характеристики образцов, остаточная пластичность которых выше порогового значения (синие точки) либо ниже (красные точки). Установлено, что с ростом уровня предварительного наводороживания величина пороговой глубины окисления существенно снижается. Для случая окисления фрагментов от оболочек твэлов из сплава Э110 на губчатой основе потерю пластичности в координатах ЛГО – содержание водорода можно описать следующим образом:

$$\text{ЛГО} = A - B \cdot C(\text{H}) \quad (1)$$

В Таблице 1 приведены результаты определения коэффициентов уравнения (1) для различных температур окисления и механических испытаний.

Таблица 1 – Значения коэффициентов порога охрупчивания фрагментов оболочек

Температура коррозионных испытаний, °С	Температура механических испытаний, °С	A, %	B, %/wppm
1100	20	22,0	0,03
1200	20	14,4	0,03
1200	135	22,0	0,03

Дано количественное определение порога охрупчивания не только от степени окисления и уровня предварительного наводороживания, но также от микротвердости и содержания кислорода в матрице «ex-β»-слоя (Таблица 2).

Таблица 2 – Структурные характеристики материала, соответствующие порогу охрупчивания оболочечного сплава Э110 на губчатой основе после коррозионных испытаний

C(H), wppm	ЛГО, %	HV, кГ/мм ²	C(O), вес.%	Сум.толщ. окс. слоев, мкм	Сум.толщ. подокс. слоев, мкм	Толщина «ex-β» слоя, мкм
Температура окисления 1100 °С, температура механических испытаний 20°С						
0-30	>18	270	0,35	>120	>200	<300
200	15-16	260	0,35	>120	>200	<300
400	6	250-260	0,35	30	60	480
600	4	250	0,3-0,35	20	40	520
Температура окисления 1200 °С, температура механических испытаний 135°С						
0-30	13-14	310-320	0,55	70-80	130-140	360-380
200	8	300-310	0,55	50	80	460
400	<4	310	0,5-0,55	<10	<15	>520
600	<4	310	0,5-0,55	<10	<15	>520

Опираясь на результаты, представленные в Таблице 2, а также рассмотрев более широкий спектр образцов, соответствующих потере пластичности оболочечного сплава Э110 на губчатой основе (1100 °С – 135 °С, 1200 °С – 20 °С,

1300 °С – 135°С) установлено, что для обеих температур механических испытаний потеря пластичности не зависит ни от температуры окисления, ни от уровня предварительного наводороживания, а ключевой характеристикой, описывающей порог хрупко – пластического перехода является содержание кислорода в материале матрицы « α - β »-слоя: 0,35 вес. % для комнатной температуры механических испытаний и 0,5 вес. % для 135 °С.

Выводы

1 Установлена зависимость, характеризующая потерю пластичности фрагментов от оболочек из сплава Э110 на губчатой основе в координатах ЛГО – содержание водорода: $ЛГО = A - 0,03 \cdot C(H)$, где A (1100 °С / 20 °С) = 22,1 %, A (1200 °С / 20 °С) = 14,4 %, A (1200 °С / 135 °С) = 22,0 %.

2 На основании сравнительного анализа результатов механических испытаний установлено, что оболочки из сплава Э110 на губчатой основе обладают удовлетворительными механическими свойствами, не уступающими их зарубежным аналогам.

3 Показано, что содержание кислорода в материале матрицы « α - β »-слоя является ключевой характеристикой, определяющей порог охрупчивания оболочек. Значение данной характеристики не зависит ни от температуры окисления, ни от уровня наводороживания и равно: 0,35 вес. % для комнатной температуры механических испытаний и 0,5 вес. % для 135 °С.

Литература

1. Влияние исходной концентрации водорода на охрупчивание сплава Э110 в условиях ЛОСА В.В. Новиков, В.И. Кузнецов, А.В. Салатов, П.В. Федотов, О.А. Нечаева АО «ВНИИНМ», Д.Н. Игнатъев, А.А. Мокрушин, Д.М. Солдаткин, А.А. Урусов ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ», 11th International conference on WWER FUEL, 2015.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ МИКРОКОМПОНЕНТОВ ВОДНЫХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ ПЕТЛЕВЫХ УСТАНОВОК ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА МИР МЕТОДОМ АТОМНО-АБСОРБЦИОННОЙ СПЕКТРОМЕТРИИ

О.С. Бендерская, О.Н. Владимирова,
С.А. Двойнишникова, Е.О. Демидовская

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

При проведении испытаний изделий для легководных реакторов в условиях петлевых установок (ПУ) исследовательского реактора МИР моделируются различные типы водно-химических режимов (ВХР): нейтральный, слабоаммиачный и борно-литиевый с дозированием газообразного водорода. В качестве теплоносителя используют обессоленную воду с добавлением различных координирующих добавок: борной кислоты, ионов лития, гидроксида аммония и т.д. Особое внимание при проведении экспериментов уделяется изучению содержания в теплоносителе микропримесей катионов металлов и анионных компонентов. Это позволяет судить о состоянии технологического оборудования, оценить радиолитические и коррозионные процессы, протекающие в первом контуре установки. Номенклатура и нормируемые значения концентраций таких компонентов ВХР могут меняться в зависимости от заданных условий испытаний.

В связи с необходимостью изучения изменения свойств теплоносителя и возрастающими требованиями к проведению облучательных экспериментов на реакторе МИР проводятся работы по совершенствованию методической базы химического контроля.

Перспективным направлением для контроля катионных микрокомпонентов моделируемых ВХР является метод атомно-абсорбционной спектроскопии. Его основными преимуществами являются прецизионность, отсутствие пробоподготовки и широкие возможности по номенклатуре определяемых элементов.

Особенно актуальным стало внедрение данного метода в практику контроля теплоносителей ПУ реактора МИР при подготовке к проведению экспериментов по дозированию микрограммовых количеств ионов цинка в моделируемый борно-литиевый теплоноситель реакторов PWR западного типа. В последние годы данные исследования развиваются и на отечественных энергетических установках.

В настоящее время на исследовательском реакторе МИР методом атомно-абсорбционного анализа с электротермической атомизацией пробы контролируются микропримеси ионов кадмия, марганца, кобальта, меди и никеля в нейтральном и слабоаммиачном теплоносителях, а также микроколичества ионов цинка на фоне граммовых количеств борной кислоты в условиях ионнасыщенного борно-литиевого с дозированием газообразного водорода ВХР.

МОДЕЛИРОВАНИЕ КОБАЛЬТОВОГО ПОГЛОТИТЕЛЯ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ МНОГОЦЕЛЕВОГО ТЯЖЕЛОВОДНОГО РЕАКТОРА

А.Н. Лепехин¹, О.А. Морозов¹, В.В. Петрунин¹,
А.М. Соболев¹, С.Е. Сорокин¹, М.Г. Шкоков¹,
М.М. Игумнов², В.О. Легостаев²

¹АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород
²ФГБУ «ГНЦ РФ — ИТЭФ», г. Москва

Развитие ядерной медицины и расширение сфер применения радиоактивных материалов в различных областях науки и техники обуславливают устойчивую потребность в радионуклидах. Например, широко используется для стерилизации медицинского оборудования и инструментов нуклид ^{60}Co . С учетом присущих свойств, для наработки изотопной продукции привлекательной является технология на базе перспективного двухцелевого тяжеловодного энергетического ядерного реактора.

Важной особенностью перспективной РУ с тяжеловодным замедлителем является ее двойное назначение - выработка электроэнергии и производство различных изотопов для нужд народного хозяйства - ^{60}Co , ^{192}Ir , ^{14}C и др. Следствием этого является применение при ее проектировании современных норм и требований по безопасности атомных станций, которые во многом определяют конструктивные особенности перспективной РУ.

Для обоснования нейтронно-физических характеристик перспективного реактора применяются инженерный программный комплекс TRIFON-SHERATON, разработанный ГНЦ РФ ИТЭФ, и использующий метод Монте-Карло прецизионный код MCU, разработанный НИЦ «Курчатовский институт».

При проведении расчетов нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора с тяжеловодным замедлителем актуальной становится задача корректного моделирования кобальтового поглотителя в виде металлических мишеней различной формы. Конструктивные и физические особенности рассматриваемой реакторной установки затрудняют использование существующей методики учета кобальта, применявшейся ранее при расчетах физики по инженерным нейтронно-физическим кодам.

С целью разрешения вопроса о корректном способе моделирования кобальтового поглотителя в составе совмещенных каналов реактора с тяжеловодным замедлителем запланирована серия экспериментальных исследований на критическом стенде «МАКЕТ» ГНЦ РФ ИТЭФ.

В работе представлены результаты расчетов нейтронно-физических характеристик критической сборки с тяжеловодным замедлителем для проведения экспериментов на критическом стенде «МАКЕТ», полученные по инженерному программному комплексу TRIFON-SHERATON и прецизионному коду MCU.

Разработаны идентичные по геометрическим и материальным параметрам расчетные модели критической сборки. Отличие моделей заключалось в том,

что по коду MCU кобальтовый поглотитель был задан гетерогенно, а по ПК TRIFON-SHERATON - гомогенно с вводом коэффициентов блокировки. Расчеты по программному комплексу TRIFON-SHERATON проводились с заданием различного количества аксиальных гармоник, что повлияло на полученные результаты.

Для определения коэффициентов неравномерности энерговыделения по коду MCU в каждом канале 1/6 части критической сборки по высоте топлива было выделено 20 регистрационных зон. Коэффициенты неравномерности энерговыделения в отдельном канале рассчитывались как отношение скорости реакции деления в рассматриваемой расчетной зоне к усредненному значению по всему каналу. Расчеты по коду MCU проводились со статистикой $2 \cdot 10^7$ историй нейтронов. При данной статистике отклонение от среднего при определении величины коэффициента размножения не превышает 0,02 %, при определении величины энерговыделения – 3 %.

Отклонение $K_{эфф}$, полученного по используемым кодам не превышает $\sim 2,4\% \Delta k/k$. С уменьшением количества аксиальных гармоник в вариантах SHERATON отклонение от MCU снижается. Полученные распределения энерговыделения по радиусу и высоте критической сборки хорошо согласуются между собой. Отклонение значений аксиального коэффициента неравномерности энерговыделения, полученного по двум кодам составляет не более 5 %, радиального - 2 %. При увеличении количества аксиальных гармоник отклонение по высотным полям растет, тогда как на радиальные поля это практически не влияет.

Представленная конфигурация критической сборки может быть использована для получения экспериментальных данных, необходимых для тестирования, верификации и аттестации компьютерных кодов, используемых для расчета нейтронно-физических характеристик активной зоны перспективного тяжеловодного реактора с кобальтовым поглотителем.

Список использованных источников

1. Б.П. Кочуров, А.Ю. Кварацхели, В.М. Михайлов Программа TRIFON. Отчет ГНЦ ИТЭФ №931 1996 г.
2. Б.П. Кочуров, Программа SHERATON. Отчет ГНЦ РФ ИТЭФ №932 1996 г.
3. Н.И. Алексеев, С.Н. Большагин, Е.А. Гомин. и др. Статус MCU-5 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика и техника ядерных реакторов, 2011, вып. 4, с 4-23.

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ КОНСТРУКЦИИ ОБЛУЧАТЕЛЬНОГО УСТРОЙСТВА ДЛЯ НАРАБОТКИ КОБАЛЬТА-60 В РЕАКТОРЕ БН-600

Е.А. Сатунина, А.В. Киселев

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

Цель работы - оптимизация конструкции облучательной сборки для наработки кобальта-60 высокой удельной активности в боковой зоне воспроизводства (БЗВ) реактора БН-600.

Имеется опыт облучения в БН-600 и переработки облучательных устройств (ОУ), в которых нарабатывался ^{60}Co с удельной активностью 90-110 Ки/г. В качестве мишени использовался изотоп ^{59}Co . Помимо мишеней с кобальтом, ОУ содержало элементы с замедлителем нейтронов – гидридом циркония ($\text{ZrH}_{1,85}$) и поглотителем нейтронов – оксидом европия (Eu_2O_3). Замедлитель необходим для смягчения спектра нейтронов в ОУ, поскольку реакция $^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$ протекает преимущественно в области тепловых нейтронов. Поглотитель, размещённый на периферии ОУ, применялся для снижения утечки тепловых нейтронов за пределы ОУ, наличие которой приводит к росту энерговыделения в соседних тепловыделяющих сборках.

Для накопления в приемлемые сроки ^{60}Co с удельной активностью более 200 Ки/г в БЗВ реактора БН-600 необходимо оптимизировать конструкцию ОУ. Предлагается решение исключить из конструкции ОУ элементы с поглотителем нейтронов, что позволяет увеличить плотность потока нейтронов и освободить дополнительный объём для размещения замедлителя. Защиту соседних ТВС от тепловых нейтронов, выходящих из ОУ, перенести в соседние ячейки, где разместить сборки, содержащие в качестве поглотителя нейтронов элементы из стали. Вокруг каждого ОУ должны быть размещены шестьборок стальной защиты.

Предварительные исследования наработки кобальта-60 высокой удельной активности при данном подходе, опубликованные в статье «Физическая оптимизация облучательного устройства для накопления кобальта-60 высокой удельной активности в реакторе БН-600» (Известие Самарского научного центра Российской академии наук, т. 16, № 6, 2014 г.) показали, что удельная активность свыше ~ 300 Ки/г достижима за 3 года облучения, при этом суммарная активность кобальта в трех ОУ составила ~ 350 кКи.

Рассматривались варианты постановки в БЗВ реактора БН-600 трех, шести и девяти ОУ и оценивалось их влияние на нейтронно-физические характеристики реактора.

Установка ОУ в БЗВ приводит к снижению запаса реактивности реактора и перераспределению нейтронного поля и энерговыделения в активной зоне. Три ОУ приводят к росту тепловыделения в ТВС активной зоны на $\sim 1.5\div 2\%$. Запас реактивности снижается на $\sim 0.2\%$ Δk/k. Для реактора условия безопасной экс-

плутации при этом не нарушаются, и работоспособность элементов активной зоны остается обоснованной.

Влияние шести ОУ будет почти вдвое сильнее – рост тепловыделения в ТВС составит $\sim 2.5\div 3.5\%$, снижение запаса реактивности достигает $\sim 0.4\% \Delta k/k$. Работоспособность ТВЭЛ при таких изменениях характеристик уже не может быть обоснована, требуется разработка компенсирующих мероприятий.

Было разработано несколько вариантов конструкции ОУ и выбран наиболее эффективный по удельной активности ^{60}Co и его суммарной наработке. Его иллюстрация дана на рисунке 1.

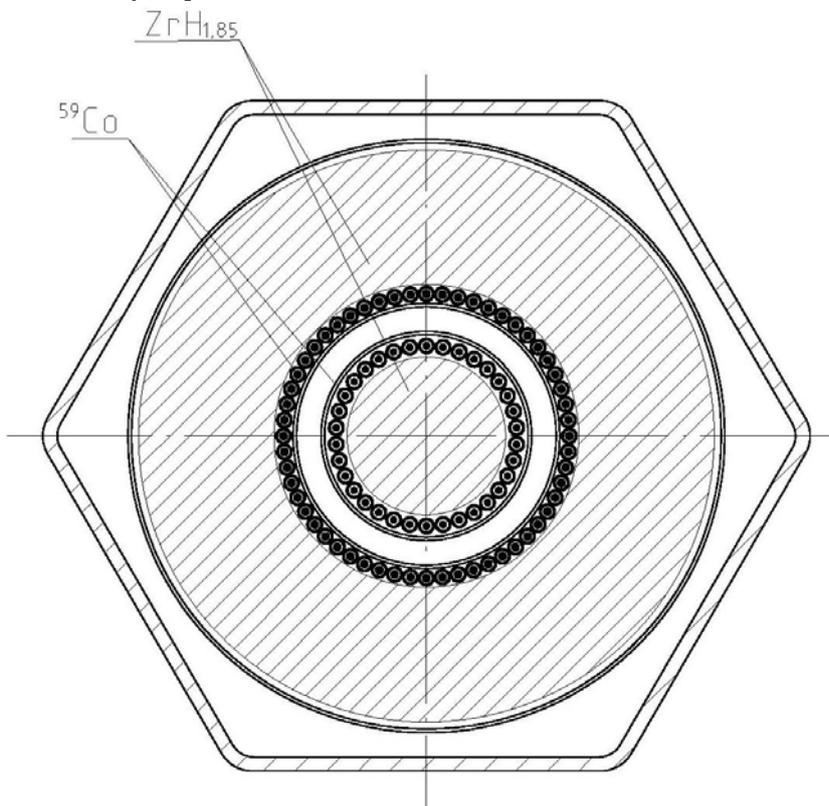


Рисунок 1 – Поперечное сечение ОУ для наработки ^{60}Co .

Выбранная конструкция ОУ, кроме отказа от поглотителя (Eu_2O_3), отличается способом размещения стартового материала (два кольца с нарабатываемыми элементами относительно небольшого диаметра содержащими стартовый материал - ^{59}Co). Такая конструкция позволяет увеличить загрузку стартового материала и, соответственно, суммарную активность наработанного ^{60}Co . Уменьшение диаметра нарабатываемых элементов позволяет снизить в них блокировку тепловых нейтронов и повысить удельную активность продукта.

В результате проведенных исследований: в стандартном чехле ТВС БН-600 размещен периферийный элемент с гидридом циркония. В зазоре между периферийным и центральным элементами с гидридом циркония расположены два кольца НЭЛ со стартовым материалом (^{59}Co).

За 2 года облучения в таком ОУ нарабатывается ^{60}Co с удельной активностью 320 Ки/г с общей активностью 1 ОУ 180 кКи, наработка в 3 ОУ составит 540 кКи.

ИНЖЕНЕРНО-ФИЗИЧЕСКОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА СМ

А.В. Пайдулов, А.П. Малков, Ю.А. Краснов, В.В. Пименов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Высокопоточный реактор СМ – уникальная исследовательская ядерная установка с рекордной плотностью потока тепловых нейтронов (до $5 \cdot 10^{19} \text{ м}^{-2} \text{ с}^{-1}$ в центральной нейтронной ловушке). Из-за высокой плотности потока нейтронов и, соответственно, высокой скорости выгорания топлива реактор имеет короткую кампанию – 10-12 суток. Количество перегрузок активной зоны – до 26 в год.

Для обеспечения и обоснования безопасности реактора, выбора компоновки, обеспечивающей выполнение графика работы реактора, требуется оперативно и надежно получить информацию о следующих характеристиках активной зоны реактора СМ:

- изменения запаса реактивности и подкритичности в процессе перегрузок и по их завершению;
- эффектов реактивности при перегрузках;
- эффективности органов СУЗ;
- продолжительности кампании;
- коэффициентов неравномерности энерговыделения и максимальных тепловых нагрузок (плотности потока тепла) на ТВЭЛ для ячеек активной зоны;
- выгорания топлива в ТВС в процессе кампании.

Имеющиеся прецизионные коды расчета нейтронно-физических характеристик (НФХ), использующие метод Монте-Карло, в условиях частых перегрузок реактора, как правило, не обеспечивают требуемую оперативность, а также требуют квалифицированных расчетчиков и значительных вычислительных мощностей.

Для инженерного расчетного сопровождения эксплуатации реактора СМ разработан и реализован надежный и оперативный алгоритм расчета требуемых НФХ для типичных компоновок активной зоны. Алгоритм построен на аппроксимационных зависимостях между реперными точками, полученными в прецизионных расчетах, и подтверждающими экспериментальными данными. Алгоритм реализован в программной среде Microsoft Excel и имеет удобный и наглядный пользовательский интерфейс.

ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ В БЕРИЛЛИИ ПОД ОБЛУЧЕНИЕМ И ИХ ВЛИЯНИЕ НА ФИЗИЧЕСКИЕ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

А.П. Малков, В.В. Пименов, А.В. Козыльков, В.В. Калыгин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Бериллий благодаря уникальному сочетанию своих ядерно-физических свойств относится к одному из лучших замедлителей и отражателей нейтронов. Ряд ядерных реакций на бериллии приводит к генерации дополнительных нейтронов, что улучшает нейтронный баланс и контролируемость реактора в подкритическом состоянии. Кроме того, бериллий является конструкционным материалом, позволяющим изготавливать из него элементы активных зон и отражателей реакторов без дополнительной очехловки. Этот материал широко применяется в исследовательских реакторах (ИР), поскольку позволяет существенно уменьшить критическую массу делящихся нуклидов и размеры активной зоны. Бериллий используют в качестве отражателя и/или замедлителя нейтронов в большинстве высокопоточных исследовательских реакторов.

При этом бериллий вследствие своей ядерной структуры и относительно низкого значения удельной энергии связи нуклонов вступает в ядерные реакции практически со всеми видами ионизирующих излучений.

Продукты этих реакция при длительном облучении оказывают влияние на физические и технологические характеристики реакторов. Особенно это влияние проявляется для исследовательских реакторов, в которых бериллий используют в качестве замедлителя нейтронов в активной зоне.

В докладе рассмотрено влияние продуктов ядерных реакций с бериллием на физические и технологические характеристики исследовательского реактора МИР.

Ядерные реакции, протекающие в бериллии под воздействием реакторного излучения, достаточно хорошо изучены. В частности, известно, что при взаимодействии бериллия с нейтронами происходит образование нуклидов ^3He и ^6Li , обладающих большими сечениями поглощения тепловых нейтронов.

Накопление в замедлителе реактора МИР нуклидов-поглотителей нейтронов (отравление бериллия) влечет за собой изменение важнейших физических характеристик: запаса реактивности, эффективности органов СУЗ, эффектов реактивности.

Проведенные расчетные исследования с вычисленными концентрациями ядер поглотителей в бериллии позволили установить общие закономерности изменения эффекта реактивности при отравлении бериллия от времени его работы в реакторе МИР.

Уменьшение реактивности из-за роста ядерной концентрации ^3He в отсутствие интенсивного нейтронного потока ограничивает продолжительность остановки реактора. Проведенные расчеты показали, что допустимая продолжительность остановки реактора, после которой он с максимальной загрузкой топлива еще может быть выведен на мощность, значительно уменьшается со временем.

Для корректного расчета нейтронно-физических характеристик реактора с бериллиевым замедлителем нейтронов необходимо учитывать, что уровень мощности реактора и распределение энерговыделения в активной зоне ИР, как правило, не имеют регулярного характера и могут значительно меняться от кампании к кампании.

Для текущего контроля концентраций ^3He и ^6Li были решены следующие задачи:

- сбор и фиксация в удобном для дальнейшей математической обработки виде информации о режимах работы каждого блока бериллиевой кладки активной зоны (мощность канала, длительность работы на этой мощности, продолжительность остановок между кампаниями);

- разработка и программная реализация алгоритма расчета пространственного распределения концентраций ^3He и ^6Li в бериллиевых блоках в любой момент времени как в течение кампаний реактора, так и в процессе остановок между ними;

- расчет и представление в электронных таблицах значений концентраций ^3H , ^3He и ^6Li для всех бериллиевых блоков на начало и конец всех кампаний.

Полученные значения концентраций ^3He и ^6Li применяют при расчете нейтронно-физических характеристик реактора МИР при его эксплуатации.

Среди продуктов ядерных реакций в бериллии кроме нуклидов с большим сечением поглощения образуются нуклиды, практически не оказывающие влияния на нейтронно-физические характеристики реактора, но влияющие на механическую прочность бериллиевых изделий. При длительном облучении бериллий начинает разрушаться. Одна из причин этого разрушения – накопление газообразных продуктов ядерных реакций в бериллии. Это, прежде всего, ^4He и изотопы водорода.

Разработанная методика расчета концентраций продуктов ядерных реакций с бериллием позволяет оперативно получать данные по их накоплению в бериллиевых блоках реактора МИР с учетом их реального графика работы.

Оперативный расчет концентраций продуктов ядерных реакций в бериллии ИР позволяет учитывать их влияния на нейтронно-физические параметры активной зоны реактора с бериллиевым замедлителем нейтронов и производить оценку допустимого времени эксплуатации, планировать периодичность осмотра во время ППР и своевременно заказывать блоки для замены.

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ МИГРАЦИИ РАДИОЦЕЗИЯ И РАДИОСТРОНЦИЯ В ПОЧВЕННО-РАСТИТЕЛЬНЫХ КОМПЛЕКСАХ

Т.В. Шарапова, Р.С. Макин

ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Исследование количественных закономерностей вертикальной миграции радионуклидов в почвах представляет интерес с нескольких точек зрения. Во-первых, от распределения излучателей по почвенному профилю зависит мощность дозы излучений над поверхностью почвы (мощность почвы снижается по мере проникновения радионуклидов вглубь почвы) [1]. Во-вторых, вымывание радионуклидов поверхностными водами из почвы загрязненного участка зависит от концентрации радионуклидов в поверхностном слое, а она, в свою очередь, изменяется вследствие вертикальной миграции [2]. В-третьих, сведения о скорости вертикальной миграции в почвах требуются для оценки опасности радиоактивного загрязнения грунтовых вод мало сорбирующимися радионуклидами. В-четвертых, корни растений неравномерно распределены по глубине почвы, поэтому изменение распределения радионуклидов с течением времени приводит к изменению их поступления в растения. Наконец, в-пятых, изучение вертикальной миграции радионуклидов интересно с точки зрения оценки скорости переноса элементов при почвообразовательном процессе.

Миграция радионуклидов по профилю почвы происходит благодаря перемещению почвенных частиц, в состав которых они входят, за счет движения почвенной влаги, содержащей растворимые и коллоидные их формы.

Для приближенного расчета вертикальной миграции радионуклидов необходимо иметь в виду два допущения:

- 1) Миграция радиоактивных загрязнений рассматривается как диффузионный (или квазидиффузионный) процесс.
- 2) Решения уравнения диффузии, относящиеся к однородной среде, применяются к неоднородной по глубине почве.

По данным, выраженным в виде относительного содержания радионуклида в верхнем слое почвы определенной толщины, находим значение коэффициента диффузии, при котором один только процесс диффузии вызовет такое же вертикальное распределение радионуклида, какое наблюдается фактически.

Пусть концентрация радионуклида по глубине почвы выражается функцией $c(x, t)$, где x – глубина, отсчитываемая от поверхности; t – время диффузии. Тогда количество радионуклида, содержащееся в слое, лежащем между глубинами 0 и l , равно [3]

$$m = \int_0^l c(x, t) dx . \quad (1)$$

Доля от общего количества радионуклида в почве равна

$$m = \frac{\int_0^l c(x, t) dx}{\int_0^\infty c(x, t) dx}. \quad (2)$$

Для конкретизации этого выражения, необходимо задать вид функции $c(x, t)$. Рассмотрим случаи, наиболее близкие к естественным условиям.

1. В начальный момент времени на поверхность почвы попадает некоторое количество нуклида Q (до начала диффузии почва не содержит радионуклида). В дальнейшем нуклид не поступает на поверхность. Концентрация диффундирующего радионуклида в зависимости от расстояния x , времени t и «кажущегося» коэффициента диффузии D_k описывается выражением:

$$c(x, t) = \left(\frac{Q}{\sqrt{\pi Q_k t}} \right) \cdot \exp\left(\frac{-x^2}{4D_k t} \right). \quad (3)$$

Подставив его в выражение (2), получим формулу для доли радионуклида в верхнем слое почвы

$$q = \Phi(y), \quad (4)$$

где $\Phi(y)$ – интеграл вероятностей; $y = l/2 \cdot \sqrt{D_k t}$ – безразмерный параметр.

По формуле (4), зная время, прошедшее с момента попадания радионуклида на поверхность, и коэффициент диффузии радионуклида, можно определить долю радионуклида в верхнем слое толщиной l .

Как видно из формулы (4), доля радионуклида в верхнем слое не зависит от уровня первоначального загрязнения поверхности. График функции (4) приведен на рисунке 1 (кривая 1).

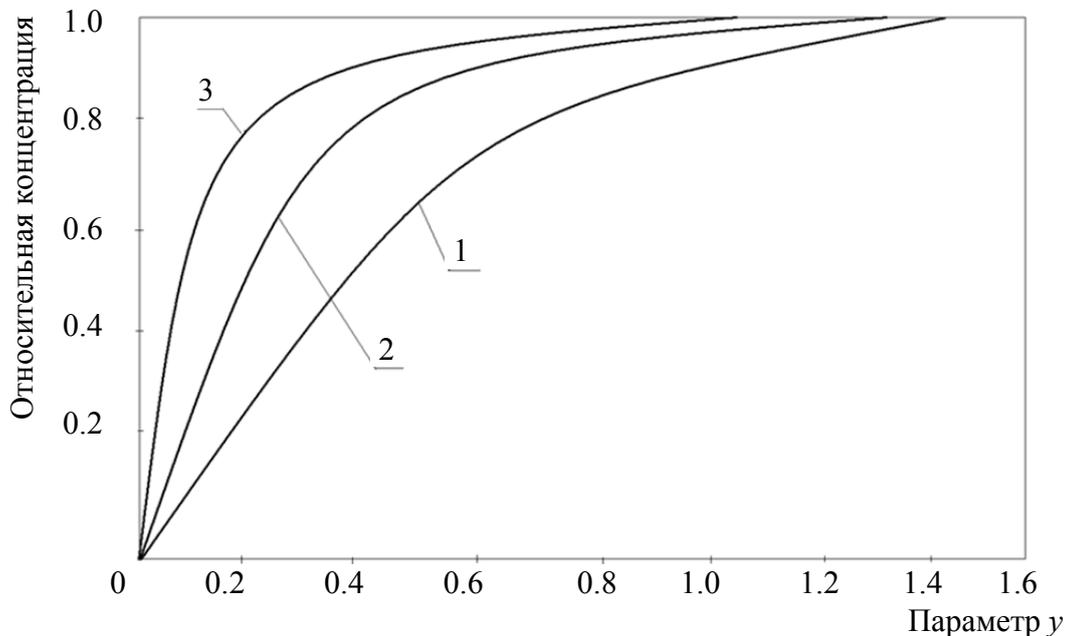


Рисунок 1. – Зависимость относительной концентрации радионуклида в верхнем слое почвы от параметра $y = l/2 \cdot \sqrt{D_k t}$ для случаев загрязнения поверхности (1 – разовое, 2 – постоянная концентрация радионуклида, 3 – линейно возрастающая со временем концентрация радионуклида)

2. В верхнем слое почвы толщиной l концентрация радионуклида в начальный момент времени постоянна и равна c_0 . Решение уравнения диффузии будет

$$c(x, t) = \frac{c_0}{2} \left[\Phi \left(\frac{h-x}{2\sqrt{D_k t}} \right) + \Phi \left(\frac{h+x}{2\sqrt{D_k t}} \right) \right] \quad (5)$$

Тогда для доли радионуклида в верхнем слое почвы толщиной l :

$$q = \frac{1}{2n} \{ (n+1)\Phi[y(n-1)] - (n-1)\Phi[y(n+1)] + \\ + \frac{1}{y\sqrt{\pi}} [\exp(-y^2(n+1)^2) - \exp(-y^2(n-1)^2)] \}, \quad (6)$$

где $n = h/l$. В данном случае в отличие от предыдущего случая доля радионуклида q зависит не только от параметра $y = l/2 \cdot \sqrt{D_k t}$, но и от отношения n . Графики зависимости q от y для $n = 0.25; 0.5; 1; 2$ приведены на рисунке 2.

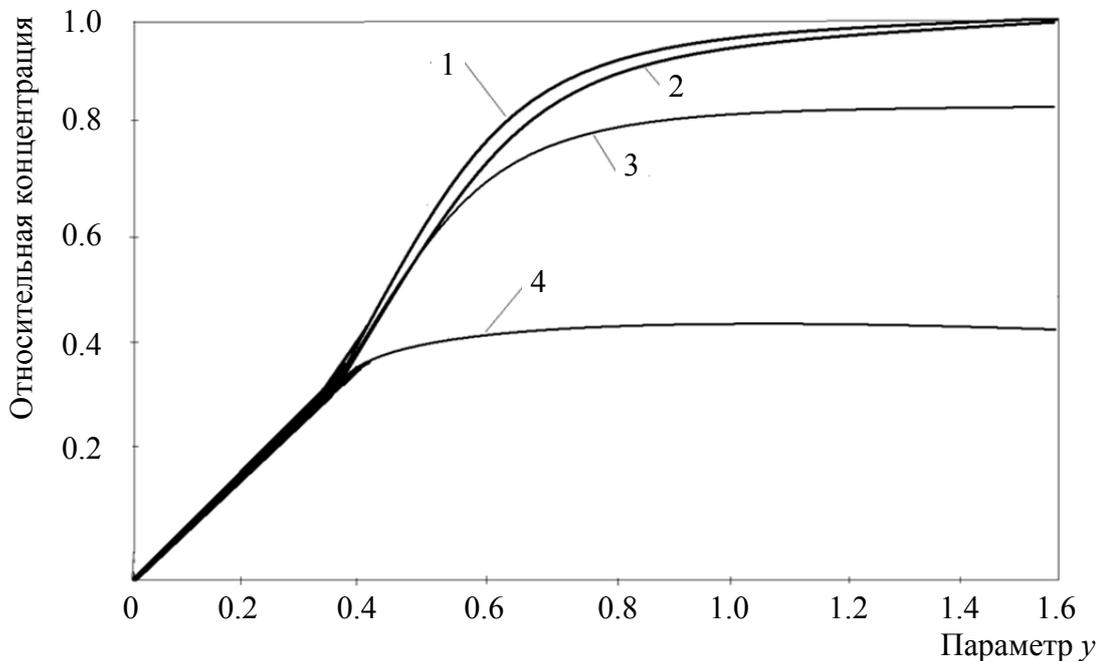


Рисунок 2. – Зависимость относительной концентрации радионуклида в верхнем слое почвы от параметра $y = l/2 \cdot \sqrt{D_k t}$; в начальный момент времени концентрация радионуклида в поверхностном слое почвы толщиной $h = n \cdot l$ постоянна ($1 - n = 0.25; 2 - n = 0.5; 3 - n = 1; 4 - n = 2$)

3. Если начальная концентрация радионуклида в верхнем слое почвы не постоянна, ее можно аппроксимировать экспонентой $c(x, t) = c_0 \exp(-ax)$, где c_0 – начальная концентрация на поверхности почвы; a – константа. Тогда для доли радионуклида в верхнем слое почвы:

$$q = \frac{1}{2} \exp(-y^2) \left[\exp\left(\frac{m}{y} + y\right)^2 \Phi^* \left(\frac{m}{y} + y \right) - \exp\left(\frac{m}{y} - y\right)^2 \Phi^* \left(\frac{m}{y} - y \right) + \right. \\ \left. + 2 \exp(y^2) \Phi(y) \right], \quad (7)$$

где $m = a \cdot l/2$. Здесь q зависит от двух безразмерных параметров y и m .

Выражения (4), (6), (7) дают возможность по известным кажущимся коэффициентам диффузии и времени определить относительное содержание радионуклида в верхнем слое почвы любой толщины. При использовании указанного метода единственной характеристикой миграции служит кажущийся коэффициент диффузии; в случае неоднородной почвы он принимает несколько значений соответственно числу рассматриваемых слоев почвы. Учет других факторов, вызывающих миграцию радионуклидов в почве, требует знания, по крайней мере, двух независимых характеристик, определить которые бывает затруднительно. Нахождение же кажущегося коэффициента диффузии и последующий прогноз на его основе производится по одним лишь данным о вертикальном распределении радионуклида без привлечения почвенно-климатических показателей.

В целях радиационного контроля необходимо выявить зависимость содержания радиоцезия и радиостронция в растениях от физико-химических параметров почвы.

Библиографический список:

1. Малкович, Р.Ш. Радиоактивные изотопы в почвах и растениях / Р.Ш. Малкович, В.М. Прохоров. – Л. : Колос, 1969. – С. 94-102.
2. Прохоров, В.М. Миграция радиоактивных загрязнений в почвах / В.М. Прохоров. – М.: Энергоатомиздат, 1981. – С. 100-145.
3. Фрид, А.С. Влияние свойств почвы на диффузионную миграцию в ней стронция-90: Автореф. канд. хим. наук. Л., 1970. – С. 17-28.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕПЛООБМЕНА В ОБЛУЧАТЕЛЬНОМ УСТРОЙСТВЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

А.В. Боев, А.В. Варивцев, Н.С. Погляд

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В настоящее время высокий уровень развития компьютерной техники и расчётных кодов позволяет моделировать сложнейшие трёхмерные тепло-гидравлические системы с учётом пространственного распределения источников тепла и температурных зависимостей теплофизических свойств элементов и сред, входящих в состав системы. Широкое распространение получили так называемые CFD-коды, предназначенные для расчёта систем, сложных как по конструкции, так и по протекающим в них физическим процессам.

Полномасштабное моделирование таких сложных систем, как ядерный реактор, возможно осуществить только на высокопроизводительных вычислительных кластерах или суперкомпьютерах. Для решения подобных задач

на персональных компьютерах необходимо упростить используемую модель без существенного увеличения погрешности за счет выделения интересующей области системы и подбора корректных граничных условий.

В исследовательском реакторе особый интерес представляют характеристики облучательных устройств (ОУ), в составе которых проводятся испытания образцов материалов и изделий для ядерной техники. За многолетнюю историю эксплуатации реактора БОР-60 [1] получены экспериментальные данные о распределении температур внутри различных ОУ, в частности, для нового типа ОУ с твэльным подогревом [2]. Данный тип ОУ выбран для сравнения расчётных и экспериментальных данных с целью выбора подходящих граничных условий. Во время эксперимента в ОУ было установлено шесть термопар, показания которых записывались информационно-измерительной системой реактора БОР-60.

С использованием расчётного кода ANSYS CFX [3] проведены варианты расчёты теплогидравлических характеристик ОУ с твэльным подогревом. Большое значение на распределение значений температур в ОУ играет межканальный теплообмен с соседними сборками, данное ОУ с твэльным подогревом во время эксперимента находилось в ячейке окруженной штатными ТВС. В расчётах варьировались граничные условия, задаваемые на внешней поверхности чехла ОУ, а именно – коэффициент теплоотдачи α . Коэффициент теплоотдачи рассчитывался по формулам Михеева при движении жидкости вдоль пластины [4], и существенно зависит от расхода теплоносителя в межпакетном зазоре, который, вообще говоря, не известен. Были проведены расчёты температур в ОУ для трёх значений α , соответствующих различным скоростям движения теплоносителя в межпакетном зазоре.

Полученные расчетные и экспериментальные значения температур в местах расположения термопар приведены в табл.1.

Табл.1. Расчётные и экспериментальные значения температур в ОУ.

Термопары	Экспериментальные значения температуры, °С	Расчетные значения температуры при различных коэффициентах теплоотдачи, °С		
		$\alpha=4600$ Вт/м ² *К	$\alpha=30500$ Вт/м ² *К	$\alpha=42400$ Вт/м ² *К
T1	585	605	595	583
T2	600	627	615	602
T3	503	552	495	485
T4	512	559	490	487
T5	504	543	490	484
T6	502	542	492	485

Как видно из таблицы, наиболее близкие к экспериментальным расчётные показания первых двух термопар получаются при использовании коэффициента теплоотдачи равным $42400 \text{ Вт/м}^2 \times \text{К}$, а расчетные показания остальных четырёх

термопар имеют наилучшее совпадение с экспериментальными значениями при коэффициенте теплоотдачи равным $30500 \text{ Вт/м}^2 \times \text{К}$. Очевидно, коэффициент теплоотдачи не является константой, вследствие зависимости от физических свойств материалов (плотность, теплопроводность и др.), изменяющихся по высоте моделируемых пакетов реактора. Таким образом, для достижения максимального совпадения расчётных и экспериментальных значений следует моделировать стенки соседних сборок, и рассчитывать коэффициент теплоотдачи для различных высотных отметок. В дальнейшем будут проведены расчётные исследования по определению факторов, влияющих на аксиальное распределение значений коэффициента теплоотдачи.

Результаты расчетно-экспериментальных исследований в ОУ подтверждают необходимость исследований межканального теплообмена, что особенно важно для восстановления реальной картины распределения значений температуры в ОУ при загрузке реактора штатными и экспериментальными сборками с различными мощностями и температурой теплоносителя, определения условий работы ОУ вблизи рабочих органов СУЗ, сборок зоны воспроизводства, а также расчетов аварийных режимов, связанных с понижением расхода теплоносителя через сборку.

Работа выполняется при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 16-38-00415 мол_а.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Varivtsev A.V., Zhemkov I.Yu., Izhutov A.L., Krashennnikov Yu.M., Naboi-shchikov Yu.V., Neustroev V.S., Shamardin V.K. Prolongation of the BOR-60 operation // Nuclear Engineering and Technology. 2015, Vol.47, No.3, pp. 253–259.
2. Ерёмин С.Г., Жемков И.Ю., Плотников А.И. Устройство с твэльным подогревом теплоносителя для облучения материалов в ядерном реакторе. Патент РФ на изобретение № 2524683; заявл. 09.01.2013; опубл. 10.08.2014, Бюл. № 22.
3. Шалумов А.С., Ваченко А. С., Фадеев О.А., Багаев Д.В. Введение в ANSYS. Прочностной и тепловой анализ: учебное пособие. Ковров: КГТА, 2008
4. Михеев М.А., Михеева И.М. Основы теплопередачи. Изд. второе, Москва, Энергия, 1977.

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ НА КРИТИЧЕСКИХ СТЕНДАХ АО «ГНЦ НИИАР» В 2014–2015 ГОДАХ

Д.В. Фомин, А.П. Малков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Критические сборки широко используют для исследования характеристик различных размножающих систем и в качестве экспериментальной базы для верификации расчетных методов. По конструкции сборки могут быть как простыми — для определения критических параметров делящихся веществ, так и достаточно сложными, когда критсборка моделирует активную зону реальной установки. В последнем случае критсборки часто называют физическими моделями реакторов. Именно к этому классу относятся критсборки АО «ГНЦ НИИАР».

Как правило, при создании наиболее мощных, и, соответственно, сложных и дорогостоящих исследовательских реакторов, таких как СМ, HFIR, МИР, МР, ПИК, BR-2, их проектные физические характеристики предварительно уточняют в экспериментах на критических сборках. Такой подход позволяет заблаговременно провести требуемые исследования и при необходимости внести изменения в проект реактора на этапе его сооружения. В ходе последующей эксплуатации реактора, наличие физической модели позволяет экспериментально проверить решения по модернизации активной зоны, исследовать характеристики новых экспериментальных устройств, получать информацию для верификации расчетных кодов.

В настоящее время в НИИАРе эксплуатируют комплекс из двух стендов, критические сборки которых являются физическими моделями наиболее мощных исследовательских реакторов России — СМ и МИР.

В докладе представлена информация об особенностях конструкции критстендов, направлениях проводимых исследований, приведены основные результаты исследований, проведённых в 2014–2015 гг. на критстендах СМ и МИР.

ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС FOREST, ПРИМЕНЯЕМЫЙ ДЛЯ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИХ РАСЧЁТОВ ПАРАМЕТРОВ ВНЕШНИХ ТЕХНОГЕННЫХ ВОЗДЕЙСТВИЙ И ПОЛУЧЕНИЯ ИСХОДНЫХ ДАННЫХ ДЛЯ ВЕРОЯТНОСТНОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ВНЕШНИХ ВОЗДЕЙСТВИЙ

Г.А. Ершов, Ю.Л. Ермакович, М.А. Козлов,
А.А. Калинин, В.К. Шевелев, Л.С. Заикина

АО «АТОМПРОЕКТ», г. Санкт-Петербург

Безопасность ОИАЭ в значительной степени зависит от состояния систем и оборудования в реальных условиях их применения. Значительная роль в ходе анализа безопасности ОИАЭ приписывается воздействию самого объекта на персонал и окружающую среду. Однако, в ходе подобного анализа, зачастую игнорируется или не в полной мере учитывается воздействие поражающих факторов внешних воздействий на ОИАЭ природного и техногенного характера.

Игнорирование вопросов возможных техногенных и природных катастроф на этапах проектирования и строительства приводит к разрушительным последствиям. Яркий пример тому – трагедия на АЭС Фукусима.

Для уменьшения вероятности трагедий, связанных с внешними техногенными воздействиями на ОИАЭ, необходимо проводить соответствующие расчеты и анализ возможных последствий. Результаты анализа, в соответствии с требованиями МАГАТЭ и нормативно-технических документов России, необходимо использовать при выполнении вероятностного анализа безопасности ОИАЭ.

Программный комплекс «FOREST» позволяет выполнить оценку последствий внешних воздействий природного и техногенного происхождения на площадку размещения ОИАЭ, на основе доработки существующих и разработки новых методик.

Программный комплекс FOREST предназначен для моделирования и расчета параметров внешних техногенных воздействий, а именно:

1. Лесных пожаров;
2. Пожаров нефтепродуктов;
3. Выбросов поллютантов;
4. Взрывов;
5. Разрывов газопроводов.

Основное рабочее окно ПК «FOREST» представлено на рисунке 1.

ПК «FOREST» позволяет определить множество параметров вышеперечисленных воздействий. Например, скорость и ширину фронта горения лесных пожаров, длительность пожара, максимальную дальность переноса горящих частиц, скорость торфяного пожара, массовую скорость почвенных пожаров, суммарные выбросы поллютантов, зависимость интенсивности теплового излуче-

ния от расстояния при пожарах нефтепродуктов, давление во фронте ВУВ, высоту факела при разрушении газопровода и т. д.

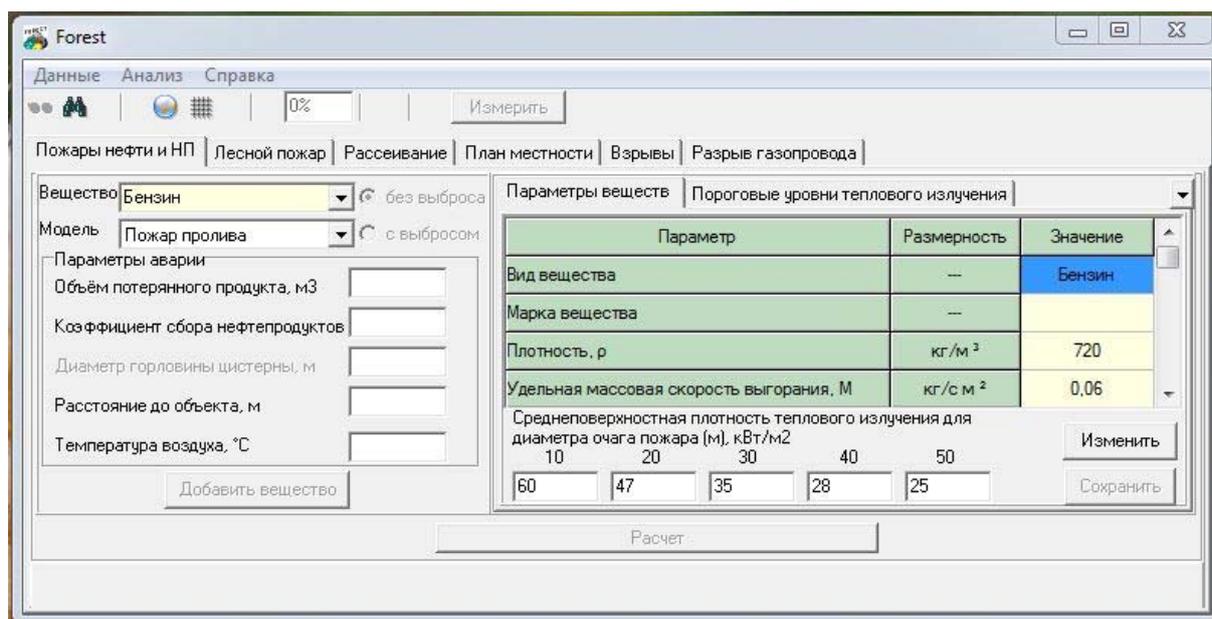


Рисунок 1 – Основное рабочее окно ПК «FOREST»

ПК позволяет графически отображать на ситуационном плане (с учетом масштаба) зоны поражения и очаги пожара (для лесных и почвенных пожаров возможна динамическая эмуляция процесса развития пожара).

На рисунках 2 и 3 представлены динамика развития низового лесного пожара и зона пожара при горении автомобильной цистерны с дизельным топливом соответственно.

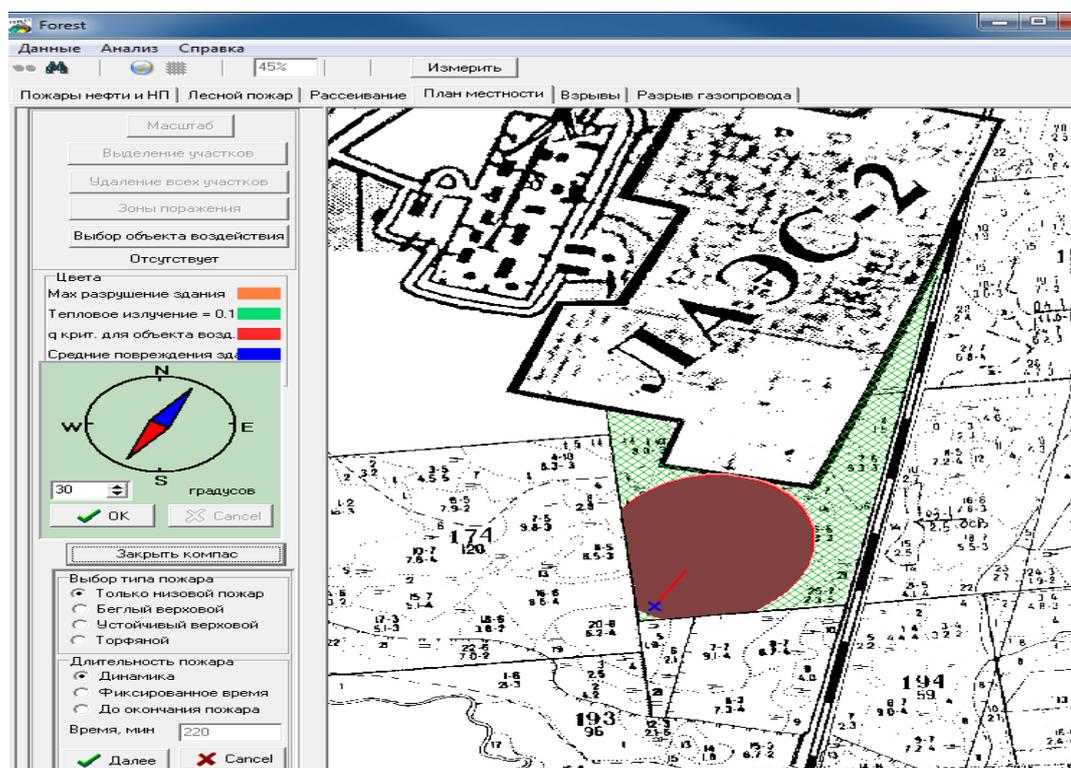


Рисунок 2 – Динамика развития низового лесного пожара

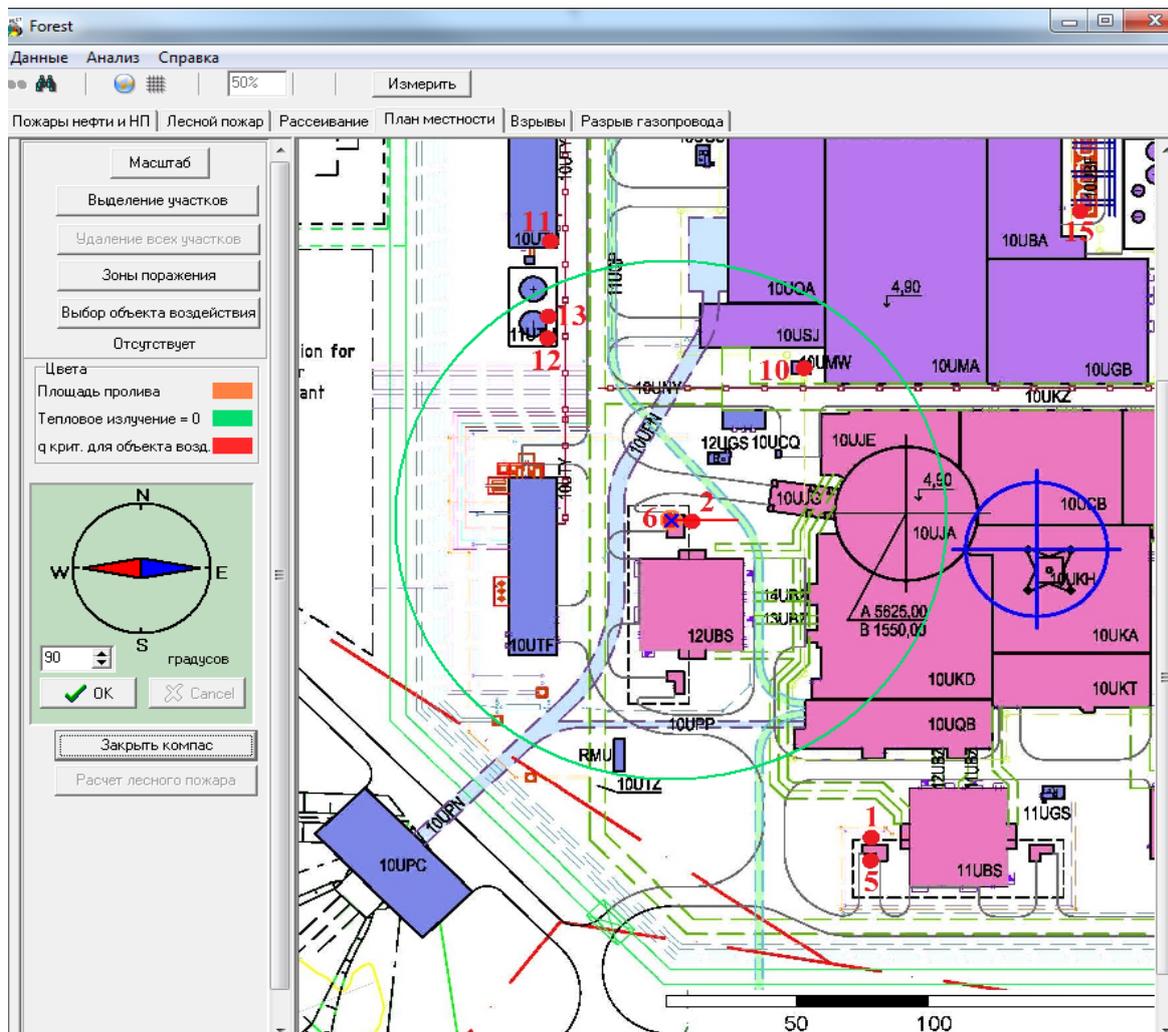


Рисунок 3 – Зона пожара при горении автомобильной цистерны с дизельным топливом

В ПК «FOREST» впервые смоделированы модели развития различных лесных пожаров, а также модель рассеивания поллютантов, возникающих в процессе горения различных веществ.

В ПК «FOREST» также реализованы методики:

а) по расчету последствий пожаров:

– пожар пролива нефти и нефтепродуктов (свободный пролив или с обваловкой);

– горение цистерны (с выбросом и без выброса горящего продукта);

– «огненный шар».

б) по расчету последствий взрывов:

– резервуаров со сжатым газом (с возможностью определения дальности разлета осколков и толщины пробития стальной и бетонной преграды);

– топливовоздушных смесей (ТВС) в наземных и подземных резервуарах;

– конденсированных взрывчатых веществ (ВВ).

в) по расчету разрыва газопровода (наземного и подземного).

ПК «FOREST» аттестован экспертным советом по аттестации программных средств при Ростехнадзоре (Аттестационный паспорт ПС № 353

от 17 апреля 2014 года). В ходе работ по аттестации ПК «FOREST» силами специалистов ОАО «Атомпроект» выпущен сборник методик, реализованных в программе. Кроме того, выпущен верификационный отчет, в котором представлены подробные результаты расчетов всех сценариев аварий техногенного и природного происхождения.

В дальнейшем планируется расширение возможностей ПК «FOREST». В настоящее время ведутся работы по моделированию пожаров пролива нефти и нефтепродуктов на поверхности водоемов (реки, озера, моря), по моделированию повреждений железобетонных конструкций от удара двигателя самолета. Вышеуказанные методики не имеют аналогов в других программных продуктах открытого доступа. Также ведется работа по адаптации ПК для использования его при выполнении международных проектов и постоянно расширяется база данных веществ, для различных сценариев, реализованных в ПК.

РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАСХОДА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ЧЕРЕЗ ШТАТНЫЕ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ СБОРКИ РЕАКТОРА БОР-60

В.Ю. Анисимов, Л.А. Адамовский

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

При эксплуатации быстрых энергетических реакторов с натриевым теплоносителем, актуальной задачей является измерение расходов натрия в технологических контурах и специальных петлях установки. Высокая энергонапряженность быстрых промышленных реакторов обуславливает повышенные требования к средствам контроля теплотехнических параметров установки, в первую очередь это касается средств обеспечения надежного теплосъема в активной зоне, определяемого распределением энерговыделения и расхода натриевого теплоносителя в тепловыделяющих сборках реактора. Наличие надежного средства контроля расхода через ТВС позволяет проводить периодические измерения реальных значений расхода и своевременно обнаружить частичное либо полное перекрытие сечения механическим засорением или отложением окислов, что повышает безопасность установки. Точная информация по распределению расходов в ТВС также необходима с точки зрения оптимизации перегрузок в активной зоне и определения предельно допустимых режимов работы реактора. Это в значительной степени определяет технико-экономические показатели установки. Для контроля расхода через сборки активной зоны и бокового экрана реактора БОР-60 используется проливочное устройство "спецрасходомер", включающий в себя два магнитных преобразователя расхода. До последнего времени устройство выполняло своё предназначение и удовлетворяло требованиям обеспечения безопасной эксплуатации реактора. Однако, изначально невысокая точность измерения абсолютных значений расхода (относительная погрешность $\pm 7\%$, диапазон измерений $0,5 \div 10 \text{ м}^3/\text{ч}$) и невозможность периодиче-

ской поверки устройства привели к тому, что "спецрасходомер" фактически эксплуатируется как индикатор расхода и используется в основном для определения относительного распределения расхода через реакторные сборки.

В последнее время особенно остро встала проблема получения объективных данных о значениях расхода через ТВС, облучательные устройства и экспериментальные тепловыделяющие сборки (ЭТВС) в исследовательском реакторе БОР-60 с малой погрешностью. Это обусловлено повышением требований к точности теплогидравлических расчётов, а также требований ядерной безопасности реактора.

Проведён анализ двух путей решения проблемы определения расхода теплоносителя через экспериментальные и штатные сборки РУ БОР-60. Для решения проблемы первым способом, расчётно-статистическим, необходимо провести работу по сбору данных, их анализу и разработке методик поверки штатного расходомерного устройства, например, проведением эксперимента перед началом замера. Содержание и принцип такого эксперимента ещё предстоит установить. Одним из вариантов может быть составление градуировочной характеристики на основе измерения показаний расхода через сборки с заранее известным расходом (например, определённом в ходе гидравлических испытаний на водяном стенде).

Для решения проблемы вторым способом, путём создания нового расходомерного устройства, перспективным является использование разрабатываемого в НИИАР самоповеряемого расходомерного устройства, имеющего в своём составе электромагнитный и вихревой расходомер. Такое решение имеет лучшие, по сравнению с аналогами, метрологические характеристики, и приемлемый для практики диапазон измерений.

ОСОБЕННОСТИ СВАРКИ ОБЛУЧАЕМЫХ МИШЕНЕЙ ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА ИЗОТОПА МОЛИБДЕНА-99

Е.М. Табакин, Г.В. Мирошниченко, А.В. Каплин, С.А. Андреев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

С момента создания первых ЯЭУ транспортного направления (к ним относятся, в свою очередь, в связи с интенсивным развитием в стране методов диагностики и лечения на основе ядерной медицины, развитие производства ^{99}Mo представляет собой важную задачу.

На сегодняшний день наработка изотопа ^{99}Mo в АО «ГНЦ НИИАР» осуществляется в цилиндрических стержневых мишенях Ø5,8 мм длиной 196 мм, изготавливаемых в ПАО «НЗХК», г. Новосибирск.

Для повышения эффективности облучения стартового материала при наработке ^{99}Mo на нашем предприятии были разработаны две новые перспективные конструкции облучательных мишеней (кольцевая и плоская) и облучательные

устройства к ним. Новые конструкции позволяют нарабатывать необходимый объем изотопной продукции в меньшем количестве изготавливаемых мишеней.

Кольцевая конструкция мишени выполнена в виде двух коаксиально расположенных обечаек (внутренней и наружной) цилиндрической формы соединенных между собой кольцевыми крышками (рис. 1, а). Диаметр наружной обечайки мишени – Ø53 мм, диаметр внутренней – Ø44,3 мм, высота изделия – 112 мм, толщина стенок – 0,2 мм. Материал обечаек – алюминиевый сплав А7, крышек – алюминиевый сплав АД-1. В пространство между внутренней и наружной обечайками засыпается стартовый материал. Герметизация мишени осуществляется путём сварки верхней и нижней крышек с внутренней и наружной обечайками.



Рис 1. Конструкции облучательных мишеней для наработки ^{99}Mo
а – кольцевая мишень; б – плоская мишень

Конструкция плоской мишени представляет собой конверт размером 198x53 мм. Конверт состоит из нижней и верхней оболочек из алюминиевого сплава АД-1 толщиной 0,2,0-0,25 мм и размещенного между ними сердечника толщиной 2,0-2,5 мм (рис. 1, б). Особенность этой конструкции заключается в том, что для обеспечения плотного контакта между сердечником и оболочками герметизацию мишени нужно осуществлять в условиях вакуума.

Помимо трудностей, связанных с малыми толщинами свариваемых кромок, сложностью процесса сварки в вакууме, существуют проблемы сварки изделий из алюминиевых сплавов. Это обусловлено склонностью металла к образованию пор и оксидных включений в процессе сварки.

В докладе представлены особенности изготовления, сборки, сварки и контроля разработанных мишеней. Показаны преимущества применения лазерной импульсной сварки при изготовлении тонкостенных изделий в атомной энергетике. Дано описание используемого вспомогательного и сварочного оборудования, обеспечивающего получение сварных соединений высокого качества, соответствующего требованиям нормативных документов.

ИНЖЕНЕРНАЯ МЕТОДИКА ОПТИМИЗАЦИИ ПАРАМЕТРОВ АМПУЛЬНОГО КАНАЛА С ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИЕЙ

В.А. Узиков, Т.А. Осипова

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Для обеспечения условий испытаний, характерных для режимов работы водо-водяных реакторов под давлением (давление $13\div 16$ МПа, температура теплоносителя $290\div 320$ °С) предлагается использовать ампульный канал с возможностью развития интенсивной естественной циркуляции без кипения на образцах конструкционных материалов.

При создании требуемых режимов охлаждения образцов в процессе облучения в этом канале предусматриваются различные механизмы регулирования теплогидравлических характеристик:

- организация заданного контура циркуляции с использованием разделителя потока внутри канала;
- регулирование движущего напора естественной циркуляции за счет выбора оптимальной высоты контура циркуляции;
- выполнение корпуса канала в виде двухкорпусной конструкции (позволяет изменять термическое сопротивление стенки канала, регулируя утечку тепла из него составом и давлением газа в полости между корпусами).

В качестве корпуса ампульного канала предлагается использовать конструкцию корпуса канала, разработанную для ПУ ВП-3. Для этих экспериментальных каналов реактора СМ наружным диаметром 62мм (диаметры ячеек 64 мм) принята конструкция со следующими геометрическими характеристиками (рис. 1) [1]:

- внешний корпус на уровне обоймы с образцами – $\varnothing 62 \times 3$ мм;
- внутренний корпус на уровне обоймы с образцами – $\varnothing 53,3 \times 2,65$ мм;
- высота нижней части – 700 мм;
- внешний корпус на уровне верхней части – $\varnothing 75 \times 5$ мм;
- внутренний корпус на уровне верхней части – $\varnothing 60 \times 5,5$ мм.

1. Постановка задачи

Для обеспечения условий испытаний при следующих параметрах:

- среда – вода с заданным химическим составом;
- температура на образцах – 300 °С;
- давление теплоносителя $13\div 16$ МПа;
- отсутствие поверхностного кипения на образцах [2],

в канале с известной геометрией корпуса, необходимо подобрать соответствующую геометрию внутрикорпусных устройств. Для этого необходимо разработать расчетный механизм, позволяющий быстрым способом получить оптимизированный вариант конструкции внутрикорпусных элементов.

Оптимизированной считается конструкция, обеспечивающая требуемые условия облучения при минимальном перепаде температуры по высоте на образцах, т.е. при максимальном расходе теплоносителя в контуре циркуляции.

В качестве варьируемых параметров выбраны:

- мощность энерговыделения в конструкционных материалах канала и ОУ;
- высота контура циркуляции;
- диаметр разделителя потока;
- толщина разделителя потока;
- теплопроводность разделителя потока;
- теплопроводность газового зазора канала.

2. Схема ампульного канала

Рассматриваемый ампульный канал предназначен для испытания конструкционных материалов в ячейках отражателя реактора СМ-3 в условиях облучения при температуре $T \sim 300$ °С и давлении $P \sim (13 \div 16)$ МПа и представляет собой конструкцию с двумя стенками (рис. 1, поз.1 и 2) и газовым зазором между ними (см. рис. 1). Схема естественной циркуляции (ЕЦ) приведена на рис. 1.

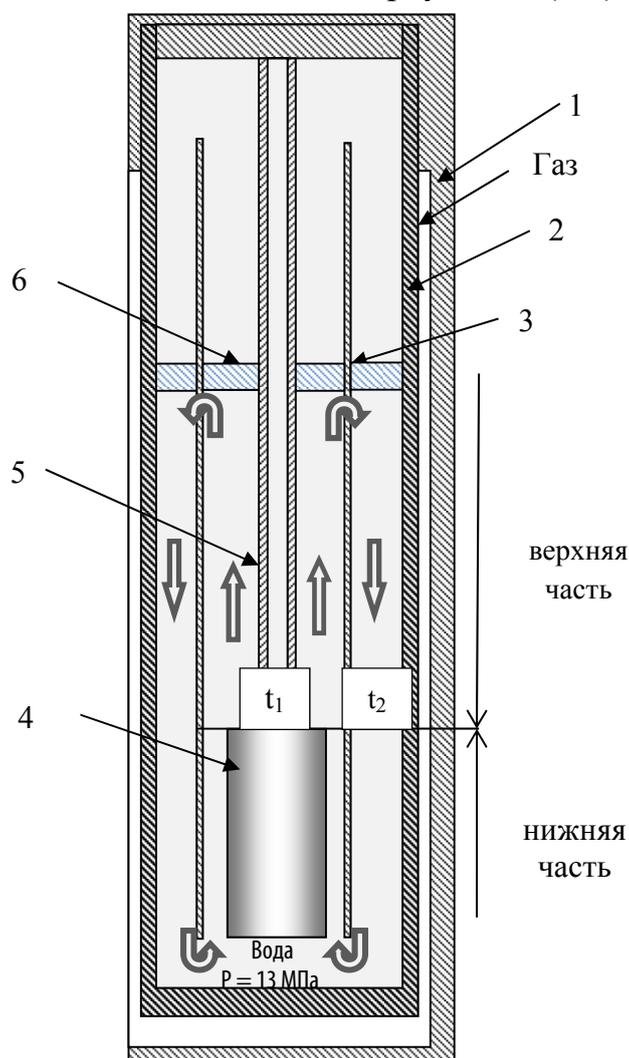


Рис. 1. Схема канала с ЕЦ: 1 – внешний корпус; 2 – внутренний корпус;
3 – разделитель; 4 – имитатор обоймы с образцами; 5 – штанга;
6 – ограничитель потока

Внутри канала располагается разделитель потока (3). Обойма с образцами (4) на штанге (5) располагается внутри разделителя потока. Изучаемые образцы представляют собой тонкостенные пластины.

Теплоотвод от образцов осуществляется за счет естественной циркуляции теплоносителя. Для регулировки температуры теплоносителя в канале можно менять термическое сопротивление газового зазора между корпусами, подбирая состав газа с требуемой теплопроводностью (гелий, азот или их смесь). Другим способом регулирования температуры теплоносителя является выбор высоты тракта циркуляции, которая зависит от расположения ограничителя потока (6) между разделителем и штангой, а также боковых отверстий в разделителе.

3. Методика определения параметров ампульного канала

Методика теплогидравлического расчета ампульного канала направлена на получение быстрых инженерных расчетных оценок оптимальных варьируемых параметров (состав газового слоя в корпусе канала, геометрические параметры разделителя потока, гидравлические характеристики устройства с облучаемыми образцами) для обеспечения заданных режимов теплоотвода от образцов при реакторном облучении.

На основании приведенной выше методики создана расчетная программа в MS Excel. Задавая среднюю температуру на образцах и требуемый перепад на ОУ, с помощью встроенной функции «Поиск Решения» минимизируется перепад температуры на образцах, варьируя геометрические размеры разделителя и его термическое сопротивление.

Заключение

Представленная методика оптимизации параметров ампульного канала с естественной циркуляцией теплоносителя позволяет произвести быстрые оценки параметров внутрикорпусных устройств, обеспечивающих требуемые условия облучения. В качестве критерия оптимизации выбрана минимизация перепада температуры на образцах по высоте, а соответственно, нахождение максимума расхода в контуре циркуляции. После проведения предварительных расчетов по данной методике выбранный оптимальный вариант используется в качестве исходного для дальнейшего уточнения параметров в коде Relap5/Mod3.2 [6].

Список литературы

1. Опыт эксплуатации высокопоточного исследовательского реактора СМ / А.И. Звир, М.Н. Святкин, А.Л. Петелин // Материалы 11-го ежегодного российского совещания «Безопасность исследовательских ядерных установок»: сб. докл. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2009. – с. 38–44.
2. Осипова Т.А. Применение ампульного канала с естественной циркуляцией для внутриреакторных испытаний. 18-я Международная телекоммуникационная конференция молодых ученых и студентов «Молодежь и наука», г. Москва, 2014 г. <http://mn.mephi.ru/articles/1110>.
3. Самсонов Б. В., Цыканов В.А. Реакторные методы материаловедения.- М.: Энергоатомиздат, 1991. – 248с.

4. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (Ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). М:Энергоатомиздат. 1990. – 360 с.
5. Михеев М.А., Михеева И.М. Основы теплопередачи. Изд. 2-е, стереотип. М., «Энегия», 1977.
6. RELAP5/MOD3, Volume 1-7. Codemanual. NUREG/CR-5535 INEL-95/0174, 1995.

МОДЕРНИЗАЦИЯ НЕЙТРОННОГО КОНЦЕНТРАТОМЕРА БОРА НАР12-М

Д.В. Козырь, Е.А. Кушеев, Н.Н. Носова, О.В. Новгородова

АО «НИИТФА», г. Москва

Борное регулирование применяется на всех АЭС с реакторами типа ВВЭР [1, 2]. Предназначено для компенсации медленных изменений реактивности и поддержания реактора в критическом состоянии в режиме сброса нагрузки, пуска и остановки реактора.

В случае борного регулирования избыточная реактивность при пуске реактора компенсируется вводом в теплоноситель первого контура борной кислоты, которая является поглотителем нейтронов. В процессе работы реактора происходит постепенное уменьшение концентрации борной кислоты в теплоносителе для компенсации выгорания ядерного топлива.

Таким образом, контролирование содержания борной кислоты в технологических растворах реактора является важной задачей. Для этого используется, как наиболее оперативный и точный, нейтронный абсорбционный метод. В настоящее время все атомные электростанции в России и большинство зарубежных АЭС с реакторами типа ВВЭР (в Болгарии, Чехии, Словакии, Индии, Иране) оснащены разработанными в АО НИИТФА нейтронными анализаторами бора. Отличием этого анализатора от других подобных приборов является прямое определение концентрации изотопа бор-10, имеющего высокое сечение поглощения нейтронов.

Нейтроны, испускаемые плутоний-бериллиевым источником, попадают в анализируемый раствор борной кислоты, где происходит их замедление при взаимодействии с ядрами водорода и поглощение ядрами изотопа ^{10}B . Часть замедленных нейтронов отражается из раствора и попадает в чувствительный объём гелиевого счётчика СИ19Н, расположенного в блоке детектирования нейтронов, входящем в состав датчика. Количество нейтронов, попадающих в объём счётчика СИ19Н, уменьшается с увеличением концентрации изотопа ^{10}B в растворе. Информация в виде импульсов с одного или двух блоков детектирования нейтронов датчика поступает в устройство накопления и обработки (УНО), накапливается в счётчиках за определённый интервал времени, а затем рассчитывается концентрация изотопа ^{10}B в растворе.

На другой вход УНО может подаваться аналоговый сигнал, пропорциональный температуре анализируемого теплоносителя в месте размещения датчика и предназначенный для введения температурной компенсации в результаты измерений концентрации изотопа ^{10}B . После вычисления на выход УНО выдаются аналоговые сигналы, значения которых пропорциональны концентрации изотопа ^{10}B (борной кислоты).

В связи с возрастающими требованиями к контролю содержания бора-10 в теплоносителе первого контура реактора, с целью повышения ядерной безопасности и надежности реакторов и соответствия тенденциям развития зарубежной техники аналогичного назначения необходимо проводить модернизацию или разработку аппаратуры нового поколения на замену выпускающейся [3]. Последняя модернизация нейтронных анализаторов бора была осуществлена в 2010 году. К настоящему времени используемые в приборе элементная база и схемотехнические решения устарели. Недостатками существующего нейтронного анализатора бора НАР-12М являются:

1. невозможность сохранения работоспособности датчика НАР-12М при температуре раствора выше $+250\text{ }^{\circ}\text{C}$;
2. применение зарубежной элементной базы.
3. модернизация программного обеспечения невозможно из-за устаревания средств разработки;
4. отсутствует возможность самодиагностики измерительного канала;
5. применение снятого с производства одноплатного контроллера 4000-368-25 MHz 3MB компании Octagon systems (США);
6. использование морально устаревшей операционная система УНО MS-DOS 6.22;
7. взаимодействие УНО с современными персональными компьютерами невозможно;
8. отсутствует возможность наглядного отображения текстовой и графической информации, эффективного управления;
9. не предусмотрена возможность накопления результатов измерений за длительный период времени;
10. отсутствует взаимодействие с АСУ ТП АЭС по RS-485;

Задачи, решаемые разработкой:

1. возможность сохранения работоспособности датчика при температуре раствора до $+270\text{ }^{\circ}\text{C}$;
2. применение современного контроллера под управлением операционной системы Windows CE;
3. использование блоков ввода-вывода отечественного производства;
4. сохранение результатов измерений в течение одного года;
5. возможность связи с АСУ ТП АЭС по RS-485;
6. самодиагностика от встроенного генератора для проверки работоспособности передающих трактов;
7. интуитивно понятное управление, наглядное графическое отображение информации;
8. легкость градуировки и проверки;
9. меньшая стоимость;

10. меньшие габариты датчика.

11. совместимость с НАР-12М

НАР-12М должен состоять из трех блоков (Рис.1): датчик, УПО (устройство предварительной обработки), УНО (устройство накопления и обработки). Датчик должен обеспечивать передачу информации от счетчика нейтронов и регистрировать температуру окружающей среды.

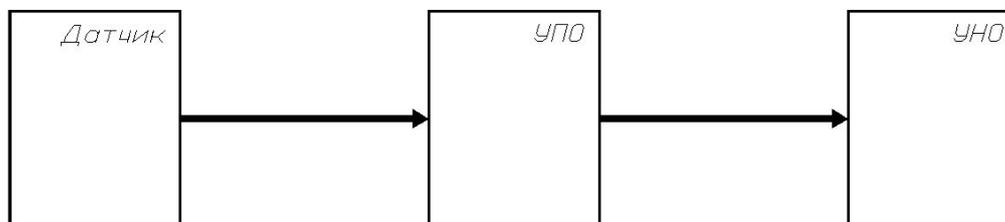


Рисунок 3 – Структурная схема НАР-12М

Функции УПО:

1. прием информационных сигналов от счетчиков нейтронов и датчиков температуры;
2. преобразование аналоговой информации в цифровую;
3. передача информации в УНО;
4. обеспечение электропитание счетчиков нейтронов;
5. генерирование сигналов для самодиагностики.

Функции УНО:

1. подача и контроль электропитания УПО;
2. автоматизированная градуировка;
3. прием информационных сигналов от УПО;
4. вычисление концентрации борной кислоты;
5. вывод результатов измерений в аналоговом виде и по интерфейсу RS-232 (RS-485);
6. самодиагностика;
7. сохранение результатов измерений и информации о состоянии концентратомера с указанием даты и времени в течение одного года;

В настоящее время разработаны макеты датчика, УПО и УНО. Проведены некоторые испытания, которые подтверждают техническую реализуемость предложенных решений.

Список литературы

1. Атомные электростанции : учебное пособие / В.М. Зорин – М.: Издательский дом МЭИ, 2012 – 672с.
2. В.П. Бовин, С.И. Моисеев, В.Л. Чулкин, С.В. Шагов Нейтронно-абсорбционный анализатор содержания бора в растворах и пульпах НАР-8. – В сб.: Радиационная техника. Вып. 3. М., Атомиздат, 196, с. 200.
3. Атомная энергия. Т. 119, вып. 6.

РАЗРАБОТКА И СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ УСТРОЙСТВ ДЛЯ КОНТРОЛЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ СТАРТОВЫХ МАТЕРИАЛОВ В МИШЕНЯХ ДЛЯ НАРАБОТКИ РАДИОНУКЛИДОВ

В.С. Романовский, А.И. Теллин, Ю.И. Лещенко, А.В. Кремер,
А.А. Леоненко, Д.А. Леоненко, А.П. Малков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В АО «ГНЦ НИИАР» разрабатываются установки контроля распределения стартовых материалов в различных мишенях для наработки радионуклидов. Мишени предназначены для установки в реактор с последующим облучением. Геометрия и материал, из которого изготовлен сердечник мишени, могут сильно варьироваться от плоской до цилиндрической.

Методика измерения относится к разделу плотнометрии неразрушающих методов анализа. Термин «плотнометрия» относится к измерению плотности материала путем определения степени ослабления этим материалом электромагнитного излучения заданной энергии. Принцип, положенный в основу установок, заключается в измерении коэффициента пропускания рентгеновского или гамма-излучения через измеряемый объект. В зависимости от толщины образца выбирается соответствующий источник излучения: условно, для тонких образцов – ^{55}Fe , для толстых – ^{133}Ba .

Источник на основе радиоизотопа ^{55}Fe характерен непрерывным излучением в диапазоне 50-220 кэВ и представляет собой аналог рентгеновской трубки. Благодаря невысокой энергии излучения удобен при работе с тонкими материалами (до 0.6-0.7 г/см²). Источник на основе ^{133}Ba имеет характеристическую линию излучения 356 кэВ и позволяет просвечивать материалы с поверхностной плотностью более 1 г/см².

В работе представлены реализованные проекты установок с описанием конструкций и метода измерений каждой.

Установка просветки государственных стандартных образцов обогащения урана ГСООУ.

Для измерения поверхностной плотности гранулированного диоксида урана (толщиной 8-10 мм) образцов используется метод радиационной плотнометрии, в котором образец просвечивается пучком гамма-излучения от источника с изотопом ^{133}Ba .

Первоначально измеряется спектр гамма-излучения, прошедший через основные детали капсулы. Это позволяет определить опорный спектр и рассчитать интенсивность гамма-излучения 356 кэВ при отсутствии поглощающего слоя ГДУ (I_0). Таким образом исключается вклад деталей корпуса при определении коэффициента пропускания. Затем в измерительный узел устанавливается капсула с ГДУ. Проводят измерение спектра гамма-излучения, прошедшего через

образец, вычисляют интенсивность гамма-излучения 356 кэВ, прошедшего поглощающий слой ГДУ (I).

Массовый эффективный коэффициент ослабления определяется экспериментально с помощью стандартных образцов с известными значениями ПП или в специальных экспериментах с изготовленным на основе капсулы ГСООУ контрольным образцом ПП UO_2 . Полученные значения коэффициентов пропускания и массового коэффициента ослабления позволяют определить поверхностную плотность диоксида урана в образце.

Установка определения равномерности (УОР) распределения стартового материала в мишени-накопителе ТПЭ.

Установка предназначена для определения неравномерности распределения стартового материала в мишени путем ее сканирования и просвечивания пучком рентгеновского излучения. УОР позволяет сканировать мишени-накопителя ТПЭ длиной до 500 мм и диаметром $\varnothing 10,0$ мм. Мишень-накопитель ТПЭ состоит из оболочки, сердечника и головки.

Установка является стационарной и предназначена для работы в дистанционных условиях подкамерного помещения горячей материаловедческой лаборатории. Источник просвечивания на основе ^{55}Fe , прецизионная гамма-спектрометрическая система с полупроводниковым германиевым детектором и многоканальным анализатором Ortec.

Установка измерения распределения урана в мишенях стержневых.

Установка УИРУМ-С предназначена для измерения распределения локальной массы урана в стержневых сердечниках, представляющих собой цилиндр диаметром $\varnothing 4,8$ мм и длиной около 170 мм. В сердечнике содержится примерно 2 г урана с обогащением по ^{235}U около 90%. Источник просвечивания на основе ^{55}Fe .

Основной целью установки является измерение и анализ характеристик распределения локальной массы урана по длине сердечника с последующей отбраковкой сердечников с критическими значениями неоднородностей/

Установка измерения распределения урана в кольцевых мишенях УИРУМ-К.

Установка УИРУМ-К используется для измерения распределения стартового материала в кольцевых мишенях.

Кольцевая мишень состоит из внешней и внутренней оболочки, двух заглушек и сердечника. Заглушки и цилиндрические оболочки из труб $\varnothing 54*1$ и $\varnothing 42*1$ изготовлены из алюминия. Сердечник в виде порошка интерметаллида $UA1_x$ располагается в кольцевом пространстве между оболочками, расстояние между которыми задается размерами заглушек и составляет 0,5 см. Длина сердечника 10 см. Поверхностная плотность урана – $1,06$ г/см².

ФОНОВЫЕ УСЛОВИЯ ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТА ПО РЕГИСТРАЦИИ ОСЦИЛЛЯЦИЙ РЕАКТОРНЫХ АНТИНЕЙТРИНО НА КОРОТКИХ РАССТОЯНИЯХ ОТ ЦЕНТРА АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ СМ

М.Ю. Матросова, О.В. Литвиненко

ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

В начале 2011 года было заявлено о реакторной антинейтринной аномалии. В настоящее же время активно обсуждается возможность существования стерильного нейтрино, т.е. нейтрино с нулевым лептонным числом, что еще в 1967 году предполагал Б. М. Понтекорво [1].

Главной задачей эксперимента Нейтрино-4 является повышение соотношения эффект-фон в экспериментах по регистрации стерильного нейтрино. Соотношение эффект-фон зависит от работы спектрометрического тракта детектора (качества жидкого сцинтиллятора, чувствительности ФЭУ, быстродействия электронных схем для обработки сигналов детектора), фоновых условий определяемых внешним естественным радиационным фоном конструкционных материалов детектора и его пассивной защиты (элементы из цепочек естественного распада урана и тория), радиационным фоном техногенного характера и космическим излучением.

Наилучшие условия для проведения эксперимента по поиску нейтринных осцилляций на коротких расстояниях от активной зоны реактора, созданы на реакторе СМ-3.

Преимуществами реактора СМ-3 являются: компактная активная зона, высокая мощность, достаточно короткое расстояние от центра активной зоны до стенки экспериментального зала – 5 м, а так же достаточно широкий диапазон расстояний измерений – от 6 до 13 метров [2].

Литература:

1. Понтекорво Б. Нейтринные опыты и вопрос о сохранении лептонного заряда // ЖЭТФ. 1967. – Т. 53. №5 – С. 1717-1926.
2. Serebrov A.P., Fomin A.K. Search for macroscopic CP violating forces using a neutron EDM spectrometer // Phys. Rev. C. 2010. – V. 82. – P. 35-501.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ НА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКЕ ВК-50 С РАСШИРЕННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ В 2010–2015 ГОДАХ

Н.А. Святкина, Е.Г. Бреусова, Е.В. Синявина

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Для повышения надежности работы РУ ВК-50 и улучшения эксплуатационных характеристик реактора в соответствии с проектом по модернизации активной зоны проведена большая работа по совершенствованию топливного цикла: реализован переход с пятирядной на шестирядную расширенную активную зону реактора с увеличением срока эксплуатации топливных сборок до 6 лет за счет дожигания их в шестом ряду.

В подтверждение расчетных обоснований по безопасности загрузки расширенной активной зоны и обеспечения безопасной и эффективной работы установки с загрузкой шестого ряда проводились обширные экспериментальные исследования. Они включают в себя: обязательные пусковые эксперименты, определение полей энерговыделения в течение кампании, а также специальные эксперименты с определением реактивных характеристик и нейтронной устойчивости, по определению статических характеристик «мощность-давление» и «мощность-уровень», а также эксперименты по исследованию газового и водно-химического режимов, исследования в обоснование увеличения длительности кампании.

Проведен анализ полученных расчетно-экспериментальных данных при эксплуатации РУ ВК-50 с расширенной активной зоной в период 2010-2015 г.г. Отмечено, что при сохранении базовых свойств безопасности и самозащищенности, по ряду важных позиций расширенная (шестирядная) зона обладает следующими важными преимуществами по сравнению с пятирядной зоной:

- снижается максимальная мощность ТВС;
- при обеспечении одинакового запаса реактивности имеется возможность сократить количество загружаемых необлученных ТВС;
- увеличивается глубина выгорания топлива за счет более длительного времени его облучения;
- повышается нейтронно-физическая устойчивость.

К настоящему времени накоплен достаточный опыт эксплуатации РУ ВК-50 с 18 дополнительными ТВС, пополнена база экспериментальных данных, анализ которых позволяет сделать вывод:

- полученные опытные данные подтверждают корректность расчетного прогноза характеристик расширенной зоны, выполненного на стадии ее проек-

тирования, и позволяют продолжить эксплуатацию реактора ВК-50 с расширенной активной зоной;

- схема загрузки топлива для шестирядной активной зоны, удовлетворяющей требованиям ЯБ, отработана;

- для обеспечения одинаковой энерговыработки в шестирядной активной зоне требуется меньшее количество необлученных ТВС - 16, чем в пятирядной - (19-22);

- нейтронно-физическая устойчивость активной зоны с шестым рядом ТВС заметно повысилась;

- для удлинения кампании и снижения максимальных нагрузок предлагается рассмотреть возможность модернизации ТВС РУ ВК-50 в направлении увеличения обогащения топлива по урану-235, применении новых топливных композиций, новых поглощающих материалов, СВП и др.

За годы эксплуатации РУ ВК-50 выполнен огромный объем расчетных и экспериментальных исследований. Установка имеет все возможности и внутренние ресурсы для дальнейших наукоемких разработок и уникальных инженерных и экспериментальных новшеств.

Высокий уровень радиационной и ядерной безопасности, а также выгодные экономические показатели, отличающие реакторы данного типа, позволяют рассматривать их как полноценных участников рынка ядерных технологий не только на ближайшее, но и на далекое будущее.

СИСТЕМА ОБЪЕКТНОГО МОНИТОРИНГА СОСТОЯНИЯ НЕДР АО «ГНЦ НИИАР» И РЕЗУЛЬТАТЫ ЕЁ ЭКСПЛУАТАЦИИ

А.Б. Максина, А.М. Соболев

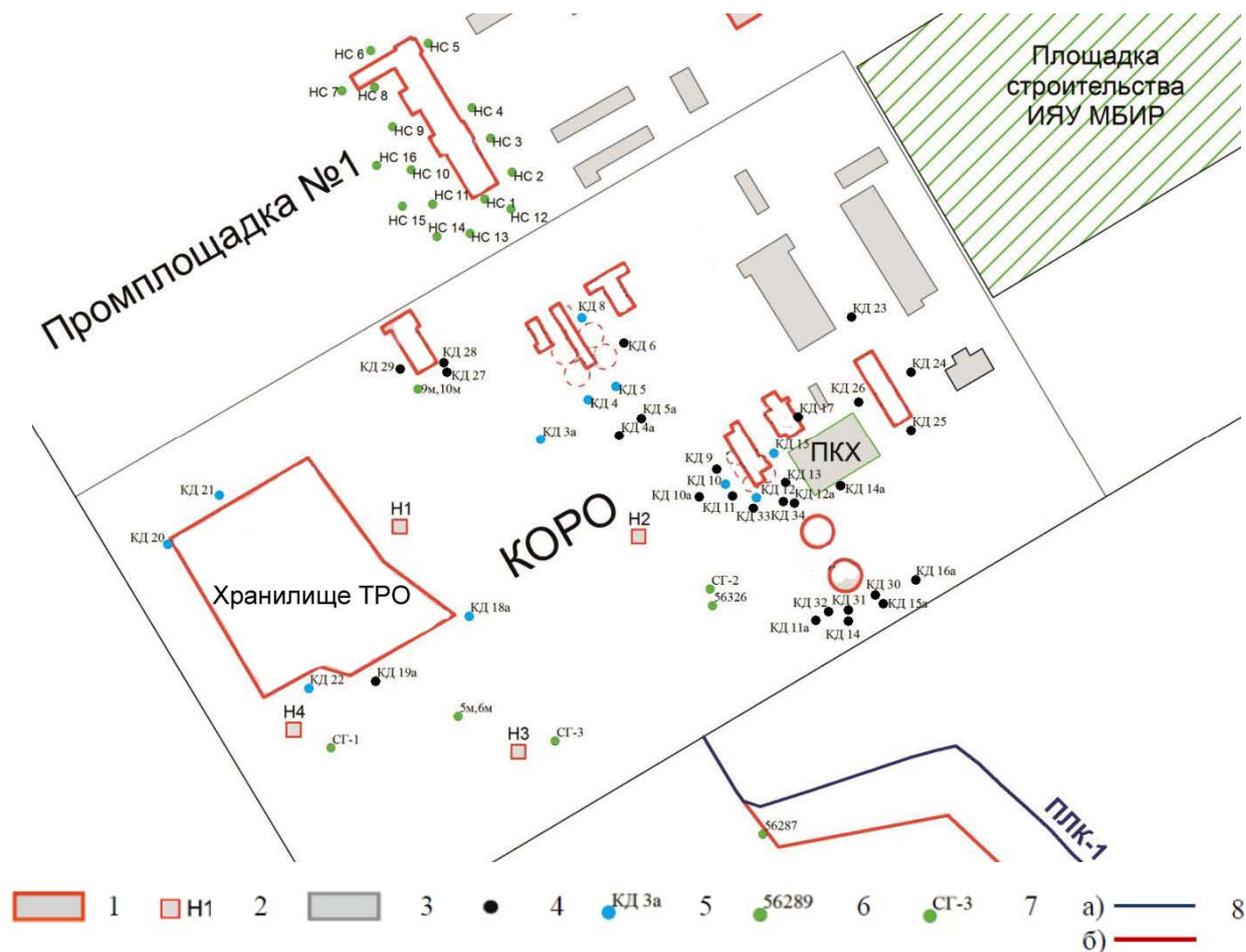
АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В результате деятельности АО «ГНЦ НИИАР» образуются ОЯТ и РАО, система обращения с которыми предполагает наличие пунктов хранения и захоронения. В пределах промплощадки №1 института расположено 7 пунктов хранения ОЯТ, ЖРО и ТРО. Пункты хранения РАО являются потенциальными источниками радиоактивного и химического воздействия на геологическую среду и подземные воды. Задачи обеспечения радиационной безопасности в районе размещения хранилищ решаются рядом организационно-технических мероприятий, одним из которых является эксплуатация системы объектного мониторинга состояния недр (ОМСН) [1, 2].

Целью данной работы является описание системы объектного мониторинга состояния недр, реализуемой на промплощадке № 1, а также рассмотрения некоторых результатов её эксплуатации.

С момента основания института задачам контроля качества подземных вод и состояния недр уделялось особое внимание. Первая скважина наблюдательной

сети была создана в 1962 г. В настоящее время контроль обеспечивается 58 скважинами, расположенными на территории ~ 1 га (см. рисунок 1).



1-2 – ЯРОО: 1 – здания и сооружения; 2 – скважина нагнетательная ПГЗ ОПП и её номер; 3 – отдельные строения; 4-5 – скважины сети ОМСН: 4 – скважина для дозиметрического контроля (гамма-каротаж); 5 – скважина для дозиметрического контроля и мониторинга подземных вод и её номер; 6 – резервная скважина и её номер; 7 – наблюдательная скважина ПГЗ ОПП и её номер; 8 – русло промышленно-ливневой канализации (ПЛК-1): а) – старое русло; б) – сооружаемая новая трасса ПЛК-1.

Рисунок 1 – Схема расположения скважин на территории промплощадки № 1

В скважинах, входящих в систему объектного мониторинга недр, осуществляются следующие виды наблюдений: радиационный и химико-аналитический контроль, геофизический и гидродинамический мониторинг, техническое обследование.

С 2010 г. система мониторинга недр ОМСН получила существенное развитие (увеличено число скважин, контроль за активностью радионуклидов дополнен контролем загрязняющих веществ (индикаторов), модернизировано аппаратное и методическое оснащение лабораторий) и позволила эффективно отслеживать изменения качества подземных вод и состояния недр.

В качестве примера рассмотрим результаты, характеризующие состояние недр (подземной воды) на территории расположения хранилища ТРО (сооружение 178). Исследования 2014-2015 гг. показывают, что в целом качество подземных вод по радиационным и химическим параметрам на рассматриваемом участке по сравнению с периодом 2010-2013 гг. существенно не изменилось (рисунок 2, 3).

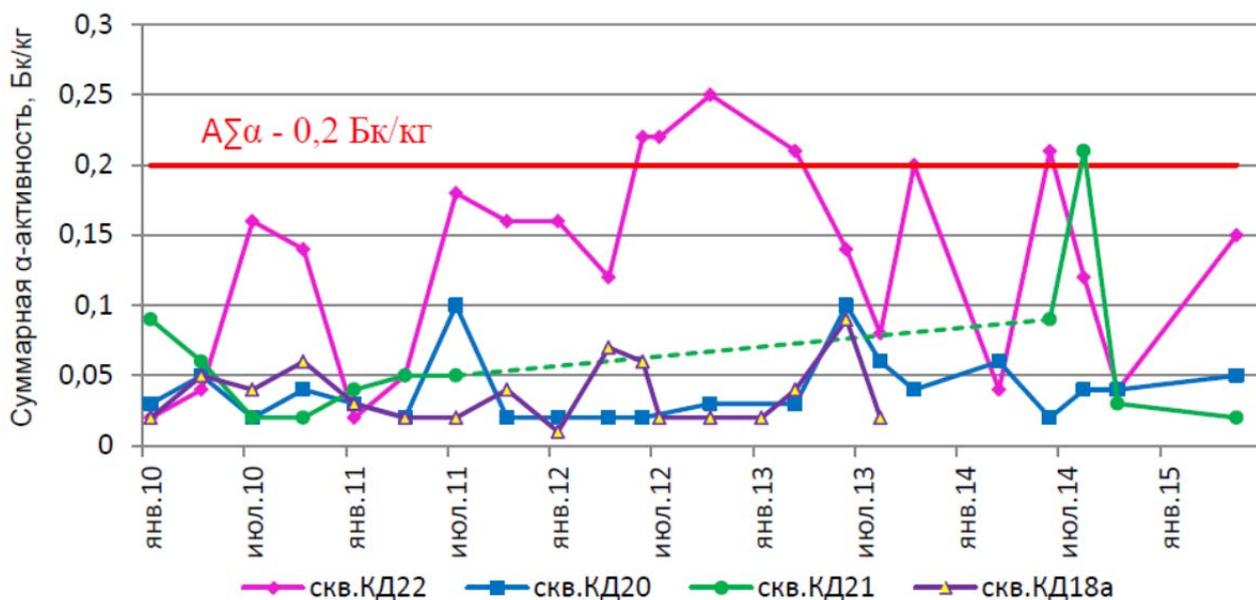


Рисунок 2 – График изменения суммарной удельной активности α-излучающих радионуклидов в грунтовых водах (соор.178)

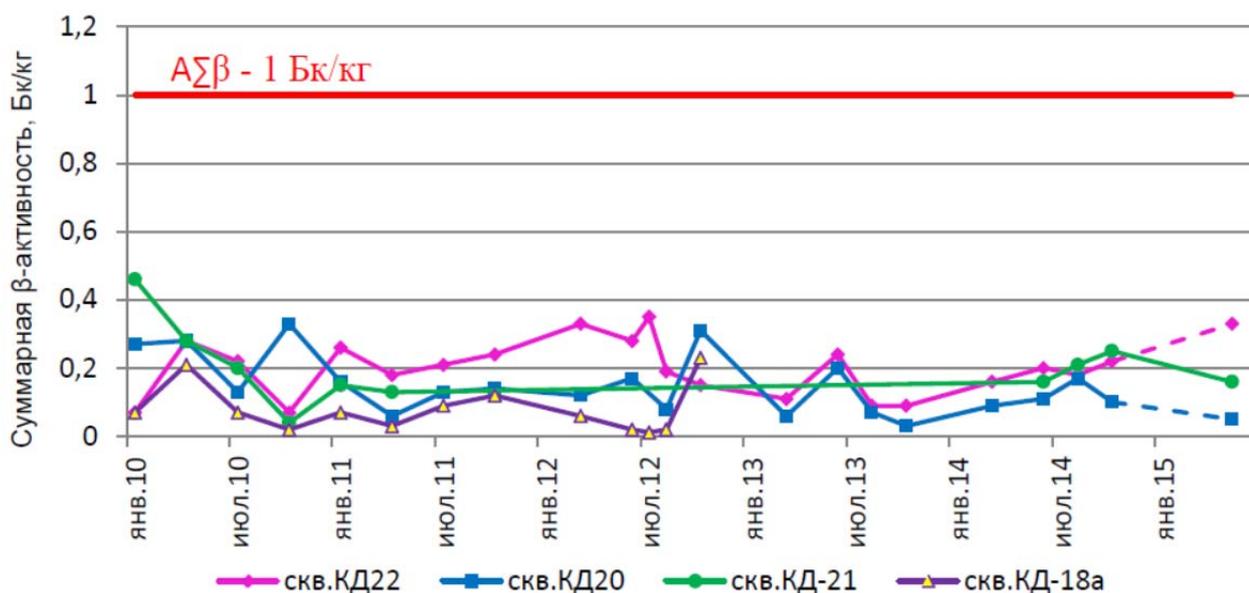


Рисунок 3 – График изменения суммарной удельной активности β-излучающих радионуклидов в грунтовых водах (соор.178)

При анализе графиков (рисунок 2, 3) становится очевидным отсутствие тенденции к росту показателей в воде наблюдательных скважин КД22, КД20,

КД21, КД18а. Максимальные значения удельной активности α -излучающих радионуклидов в воде составляют 0,02-0,25 Бк/кг, что сопоставимо с нормативным показателем (0,2 Бк/кг). Значения активности β -излучающих радионуклидов в грунтовых водах на территории расположения сооружения 178 – 0,02-0,33 Бк/кг, что значительно ниже параметров радиационной безопасности (1 Бк/кг), установленных для питьевой воды [3]. Кратковременный рост значений удельной активности α -излучающих радионуклидов был отмечен в 2012-2013 гг. в скважине КД22, расположенной на линии тока воды за сооружением 178, что свидетельствует о возможности контроля утечек из ПХ РАО.

Содержание индикаторов химического загрязнения за 2014-2015 гг. в скважине КД22 не превышает ПДК для питьевых вод и, в основном, находится на уровне фоновых значений. Так, концентрация нитрат-иона в воде наблюдательной скважины составляет 0,68-2,15 мг/л (ПДК 45 мг/л, фон 2,3 мг/л), сульфат-иона – менее 50 мг/л (ПДК 500 мг/л, фон – 32 мг/л), хлорид-иона – 10-95 мг/л (ПДК 350 мг/л, фон 10 мг/л).

Отмечается тенденция к росту уровня загрязнения подземных вод. При этом гидрохимического воздействия объекта на геологическую среду, за исключением незначительного загрязнения в районе скважин, не наблюдается.

ВЫВОДЫ:

- контролем охвачено 7 пунктов хранения ОЯТ, ЖРО и ТРО, которые расположены на площади ~1 га;
- в настоящее время мониторинг недр осуществляется по 58 скважинам: 55 – расположены на промплощадке №1, 3 – за ее пределами, на территории ПЛК-1;
- на примере контроля сооружения 178 показано, что система ОМСН является эффективным инструментом в прогнозировании и обнаружении изменения качества подземных вод и состояния недр.

Список литературы:

1. Концепция объектного мониторинга состояния недр на предприятиях и организациях ГК «Росатом» – М., 2009.
2. Кочергина Н.В., Макарова Н.Б., Белов К.В. Итоговый отчет о выполнении работ по радио- и геоэкологическому мониторингу состояния недр на предприятиях отрасли. Этап 4 в 6-ти книгах. Книга 3. Методологическое сопровождение проведения объектного мониторинга состояния недр на 6-и предприятиях отрасли (Кольская АЭС, Калининская АЭС, ОАО «ГНЦ НИИАР», Саратовское отделение ФГУП «РосРАО», Самарское отделение ФГУП «РосРАО», СЗЦ «СевРАО») в 6-ти частях. Часть 3 ОАО «ГНЦ НИИАР»/ ФГУП «Гидроспецгеология». – М., 2014.
3. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): Гигиенические нормативы. – М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 2009.

РЕАКТОРНОЕ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И ТЕХНОЛОГИИ

МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ СОДЕРЖАНИЯ ВОДОРОДА В МЕТАЛЛЕ И ОКСИДНОЙ ПЛЁНКЕ ОБЛУЧЁННЫХ ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВОВ

А.М. Новиков, Г.В. Шишалова

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Циркониевые изделия в процессе работы в водоохлаждаемых энергетических реакторах подвержены наводороживанию. Источниками накопления водорода в изделиях являются водород, выделяющийся при коррозионном взаимодействии с теплоносителем, и водород, присутствующий под оболочкой твэла или выделяющийся из топлива при эксплуатации. Количество накапливающегося водорода зависит от многих факторов, и прежде всего от температуры эксплуатации и интенсивности коррозионного процесса. Наиболее опасно наводороживание для тонкостенных оболочек твэлов, так как они работают в очень жёстких условиях градиентов температуры и напряжения.

При проведении послереакторных исследований для определения содержания водорода в образцах, вырезанных из оболочек отработавших твэлов и других элементов конструкций, в АО «ГНЦ НИИАР» используется метод высокотемпературной экстракции в потоке инертного газа (ВТЭИГ). В работе приводятся данные о методических разработках и результатах определения содержания водорода в металле и оксидной плёнке циркониевых сплавов до и после облучения.

На основании проведённых исследований разработана методика определения содержания водорода отдельно в металле и оксидной плёнке без предварительного механического удаления оксида.

ТЕХНОЛОГИЯ ТЕРМИЧЕСКОЙ ОБРАБОТКИ СВАРНЫХ ШВОВ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ИЗ ФЕРРИТНО-МАРТЕНСИТНЫХ СТАЛЕЙ

В.В. Балобанов, А.Ф. Виноградов

ПАО «МСЗ», г. Электросталь

Применение ферритно-мартенситных сталей для оболочек твэлов позволяет значительно повысить эксплуатационные качества ТВС БН различных конструкций. Однако применение новых сталей усложняет технологию изготовления твэлов по сравнению с традиционной (для оболочек из аустенитных сталей). После операций сварки требуется проведение термической обработки сварных швов.

ЦНИЛ ОАО «МСЗ» разработана технология термической обработки концевых сварных швов изделий из ферритно-мартенситных сталей зонным нагре-

вом в высоком вакууме. Технология предусматривает обработку изделий (оболочек и твэлов) в горизонтальной реторте с пакетной загрузкой и нагревом концов изделий при помощи съемных электропечей.

Данная технология реализована ОАО «МСЗ» на трехретортной установке, предназначенной для изделий диаметром до 32 мм и длиной до 2400 мм. Установка для отжига сварных швов включает съемные печи с рабочей температурой до 800°C, вакуумные линии, обеспечивающие остаточное давление менее 10^{-5} мБар, и оборудована внутренними кабельными термопарами в зонах нагрева.

При изготовлении твэлов из ферритно-мартенситных сталей необходимо производить термообработку сварных соединений в соответствии с требованиями конструкторской документации. Как правило, в КД регламентируется:

- допустимое время между сваркой и термообработкой;
- диапазон температуры термообработки;
- время выдержки в заданном температурном диапазоне;
- допустимая длительность нагрева;
- отсутствие цветов побежалости после термообработки.

Результаты термической обработки должны обеспечивать требования к сварным соединениям в соответствии с техническими условиями. Для дуговых кольцевых швов регламентируется микротвердость металла шва и зоны термического влияния.

Опыт работ по отжигу сварных швов различных ферритно-мартенситных сталей показал, что выполнение требований температурного диапазона, заданного в чертеже, не гарантирует получение допускаемой микротвердости. Поэтому для запуска в производство новых изделий необходимо проводить отработку режима и исследование микротвердости.

Данная работа посвящена исследованию режимов термообработки сварных швов твэлов макета ЭТВС типа БРЕСТ. Показаны методика отработки температурного режима и выбор оптимального режима отжига сварных швов изделий из стали ЭП823.

Основные этапы работы:

- изготовление сварных образцов твэлов;
- тарировка зоны нагрева реторты №2 трехретортной установки;
- термообработка сварных образцов;
- металлографические исследования микро-структуры;
- обработка полученных результатов.

Исследовалось три температурных режима при уставках печи 740°C, 760°C и 780°C. На таких уставках были получены три температуры установившиеся на время заданной выдержки 700°C, 720°C, 740°C соответственно. Далее проводилось исследование микротвердости сварных соединений каждого образца. В результате, не смотря на то, что все три режима удовлетворяют требования КД, отклонения микротвердости не наблюдались только при выдержке с установившейся температурой 740°C.

На основании этого были выданы рекомендации по режиму термообработки оболочек и твэлов для макета ЭТВС типа БРЕСТ из стали ЭП823.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАКОНОМЕРНОСТЕЙ И ОСОБЕННОСТЕЙ РАДИАЦИОННОЙ ПОЛЗУЧЕСТИ АУСТЕНИТНЫХ СТАЛЕЙ В ЭКСПЕРИМЕНТАХ С ГАЗОНАПОЛНЕННЫМИ ОБРАЗЦАМИ, ОБЛУЧЁННЫМИ В РЕАКТОРАХ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Е.И. Макаров, В.С. Неустроев,
Д.Е. Маркелов, А.В. Обухов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В настоящее время актуальны работы по обоснованию возможностей продления ресурса внутрикорпусных устройств (ВКУ) действующих реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 и обоснованию работоспособности материалов ВКУ новых реакторов ВВЭР на срок службы в 60 лет. Такое продление возможно на основе проведения исследований различных радиационных явлений (в том числе радиационной ползучести), определяющих радиационную повреждаемость аустенитных сталей из которых изготавливаются внутрикорпусные устройства энергетических реакторов ВВЭР. Кроме того, деформация радиационной ползучести - важная составляющая деформации твэлов и шестигранных чехлов ТВС реакторов на быстрых нейтронах при низких температурах облучения.

Наиболее информативными с точки зрения исследования влияния напряжений на радиационные эффекты являются специальные эксперименты на газонаполненных образцах и элементах активных зон (твэлах, твэльных трубках и чехлах ТВС). Такие эксперименты на газонаполненных образцах, газонаполненных твэлах, газонаполненных шестигранных чехлах проводились в реакторе БОР-60 практически с самого начала его эксплуатации.

Не менее важно проявление радиационной ползучести (релаксация напряжений) в толстостенных элементах ВКУ различных реакторов в том случае, когда существуют градиенты температуры и повреждающей дозы по толщине изделий, вызывающие появление больших напряжений. Эксперименты по изучению влияния растягивающих напряжений на свойства и структуру материала уже проводились в АО «ГНЦ НИИАР», России и в зарубежных странах, но влияние сжимающих напряжений практически не исследовалось [1-3]. Эта задача остается, по-прежнему, одной из важнейших в проблеме определения радиационной стойкости материалов ВКУ и есть необходимость исследовать влияние сжимающих напряжений на деформацию ползучести, а также физико-механические свойства стали X18H10T и ее структуру.

В настоящей работе рассмотрены закономерности и особенности радиационной ползучести на примере исследований газонаполненных образцов с оболочками из аустенитных сталей с основой X18H10T, облученных в реакторе БОР-60.

В работе приведены дозные зависимости изменения геометрических размеров, а также результаты исследования микроструктуры газонаполненных образцов сложной формы, облученных в реакторе БОР-60 при различных

повреждающих дозах при температуре облучения 350°C, выполненные на трансмиссионной электронном микроскопе JEM 2000 FXII.

Были обнаружены глобулярные частицы карбонитрида титана Ti (C, N). Размер частиц от 0,1 мкм до 1,2 мкм и максимальная концентрация составила $3 \cdot 10^{17} \text{ м}^{-3}$. Также обнаружены частицы G-фазы со средним размером 5,2-6,6 нм и дислокационные петли Франка со средним размером около 9 нм и концентрацией до $6,6 \cdot 10^{22} \text{ м}^{-3}$.

Список литературы

1. T. Lauritzen. Irradiation-induced swelling in AISI 316 steel: Effect of tensile and compressive stresses / T. Lauritzen, S. Vaidyanathan, et al. // 13th International Symp. "Radiation-Induced changes in Microstructure". Part 1. – ASTM STP. – 1987. – N 955. – P. 101-103;
2. Неустроев В.С., Белозеров С.В., Макаров Е.И., Островский З.Е.. Влияние напряжений на радиационное распухание и деформацию ползучести в сталях X18H10T. Физика металлов и металловедение, том 110 (№4), 2010 г., с. 412-416;
3. Неустроев В.С., Белозеров С.В., Макаров Е.И., Обухов А.В. «Влияние растягивающих напряжений на эволюцию вакансионной пористости в стали X18H10T, облученной реакторе БОР-60». ФММ, Т.115, № 10, 2014г. – С. 1070-1074.

СТРУКТУРНЫЕ ИЗМЕНЕНИЯ В СТАЛИ X18H10T ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60 С РАЗЛИЧНОЙ СКОРОСТЬЮ НАБОРА ПОВРЕЖДАЮЩЕЙ ДОЗЫ

Д.Е. Маркелов, А.В. Обухов,
Е.И. Макаров, В.С. Неустроев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

К плотным топливам (нитриднему, металлическому) в последние годы повысился интерес в связи с разработкой БН-реакторов 4-го поколения.

Рассмотрены и сравнены ядерно-физические, технологические, радиохимические особенности топливных циклов БН-реактора, ориентированного на использование либо традиционного оксидного топлива, либо плотного нитридного топлива, либо высокоплотного металлического топлива. Аустенитная сталь с основой X18H10T - материал, из которого изготовлена большая часть внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР. Для обеспечения надёжной работы и для обоснования продления назначенного срока службы несменяемых внутрикорпусных устройств и конструкций реактора используются данные, полученные из специальных экспериментов по облучению образцов и данные из исследований реальных изделий и конструкций, эксплуатировавшихся в

реакторе на быстрых нейтронах длительное время. Такой выбор объектов для исследований связан с тем, что только в реакторах на быстрых нейтронах набираются нужные (высокие) повреждающие дозы, необходимые для обоснования срока службы ВКУ реакторов ВВЭР. Высокие повреждающие дозы на образцах можно набрать в экспериментах, проводимых в активной зоне реактора, например, БОР-60 с высокими скоростями набора дозы, либо при облучении в экране реактора с низкими скоростями, но за гораздо более длительное время. Так как проводить эксперимент в экране реактора БОР-60 длительное время достаточно сложно, то выходом из этой ситуации может стать исследование экранныхборок, изготовленных из стали с основой X18N10T, длительное время эксплуатировавшихся в экране реактора.

В связи с этим, интересным является исследование и сравнение микроструктуры образцов стали с основой X18N10T, облучённых с различной скоростью набора дозы, до примерно одинаковых повреждающих доз при близких температурах. С этой целью было исследовано два образца. Первый образец был вырезан из экранной сборки, эксплуатировавшийся в реакторе БОР-60 почти 41 год. Повреждающая доза для данного образца составила около 100 сна. Второй образец был вырезан из «гагаринского» образца, облучённого в реакторе БОР-60 в течение примерно 7 лет так же до повреждающей дозы 100 сна. Оба образца облучались при температуре около 350°C. Скорость набора повреждающей дозы для образца из чехла составила около 2,5 сна/год, а для второго – 15 сна/год, что примерно в 6 раз больше. Микроструктуру образцов изучали на электронном микроскопе JEM-2000 FXII.

В образце из чехла экранной сборки было обнаружено большое количество вакансионных пор (рис. 1). Объёмная доля пор составила 1.9%. В материале «гагаринского» образца, облучённого до повреждающей дозы 100 сна вакансионных пор не обнаружено.

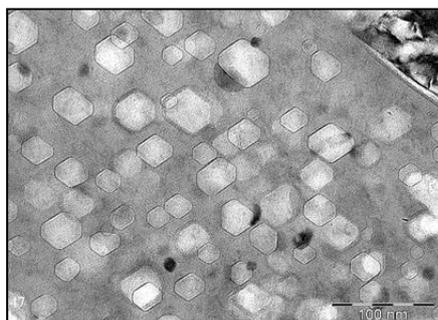


Рисунок 1 - Изображение вакансионной пористости в образце из чехла экранной сборки, облучённого до повреждающей дозы 100 сна при температуре 350°C

Дислокационная структура образцов характеризуется наличием радиационных дислокационных петель (рис. 2), в частности, петель Франка со средним размером около 8-10 нм. Такая структура типична для аустенитных сталей в целом, облучённых при температуре от 300 до 400 °C.

При исследовании образцов были обнаружены крупные частицы карбонитрида титана и три типа радиационно-индуцированных фаз. Первичные карбонитриды титана присутствуют и в исходной необлучённой стали марки

12X18H10T. В исследованных образцах их размер составлял от 100 до 600 нм. Карбонитриды титана состоят почти полностью из титана с небольшими добавками других элементов.

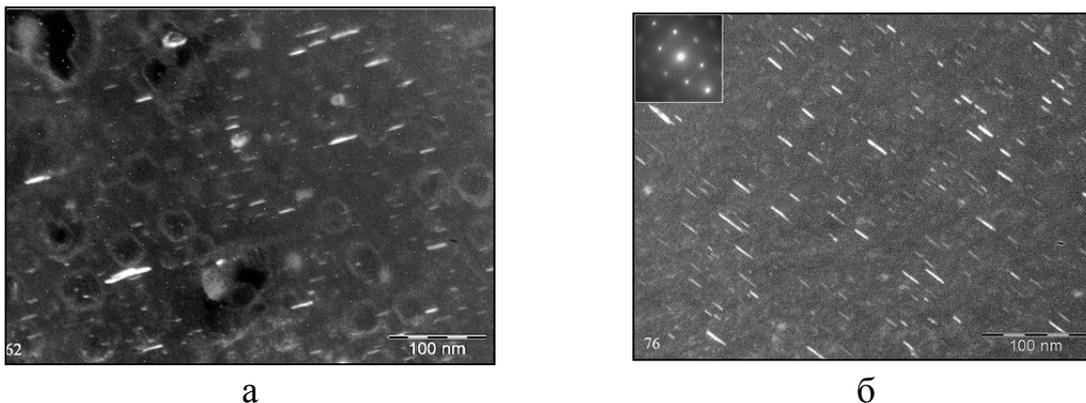


Рисунок 2 - Темнопольное изображение петель Франка в образце из чехла экранной сборки (а) и в «гагаринском» образце (б), облучённых до дозы 100 сна при температуре 350°C

Первый тип радиационно-индуцированной фазы имеет глобулярную форму со средним размером частиц около 100 нм. Как показал анализ энергодисперсионных рентгеновских спектров, это легированные фосфиды титана, содержащие в основном фосфор, титан и никель.

Второй тип радиационно-индуцированной фазы – мелкодисперсные частицы, имеющие округлую форму (рис. 3). Средний размер частиц составил 7,7 нм для «гагаринского» образца и 11,5 нм для образца из экранной сборки. Анализ микромикродифракционных картин показал, что это G-фаза со стехиометрической формулой $Me_6Ni_{16}Si_7$ и ГЦК решёткой ($a = 11,1 \text{ \AA}$).

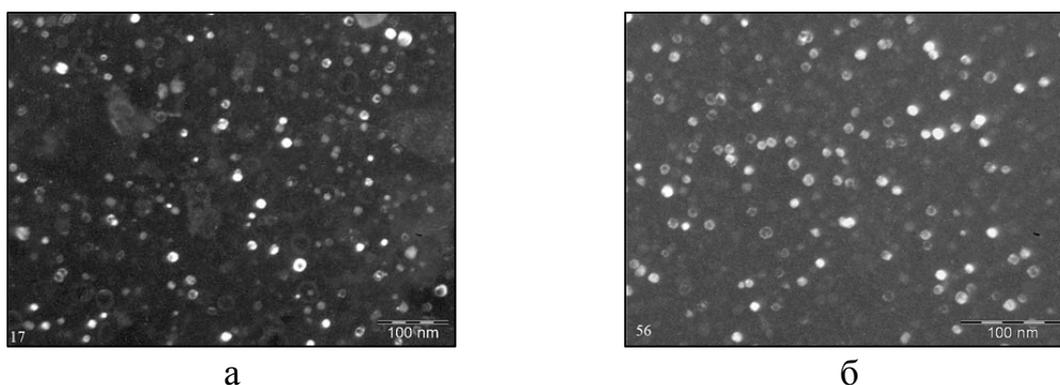


Рисунок 3 – Тёмнопольное изображение мелкодисперсных частиц G-фазы в образце из чехла экранной сборки (а) и «гагаринском» образце (б)

Помимо указанных фаз в образце из чехла экранной сборки были обнаружены вытянутые частицы ещё одной радиационно-индуцированной фазы. Результаты анализа микромикродифракционных картин показали, что это — частицы фазы альфа-железа ($\alpha\text{-Fe}$) с ОЦК-структурой. Эти выделения располагаются как внутри зёрен (рис. 4), так и на границах (рис. 4б). Длина внутризёренных частиц от 30 до 500 нм. В «гагаринском» образце фаза альфа железа была обнаружена только на границах зёрен (рис. 4, г-д).

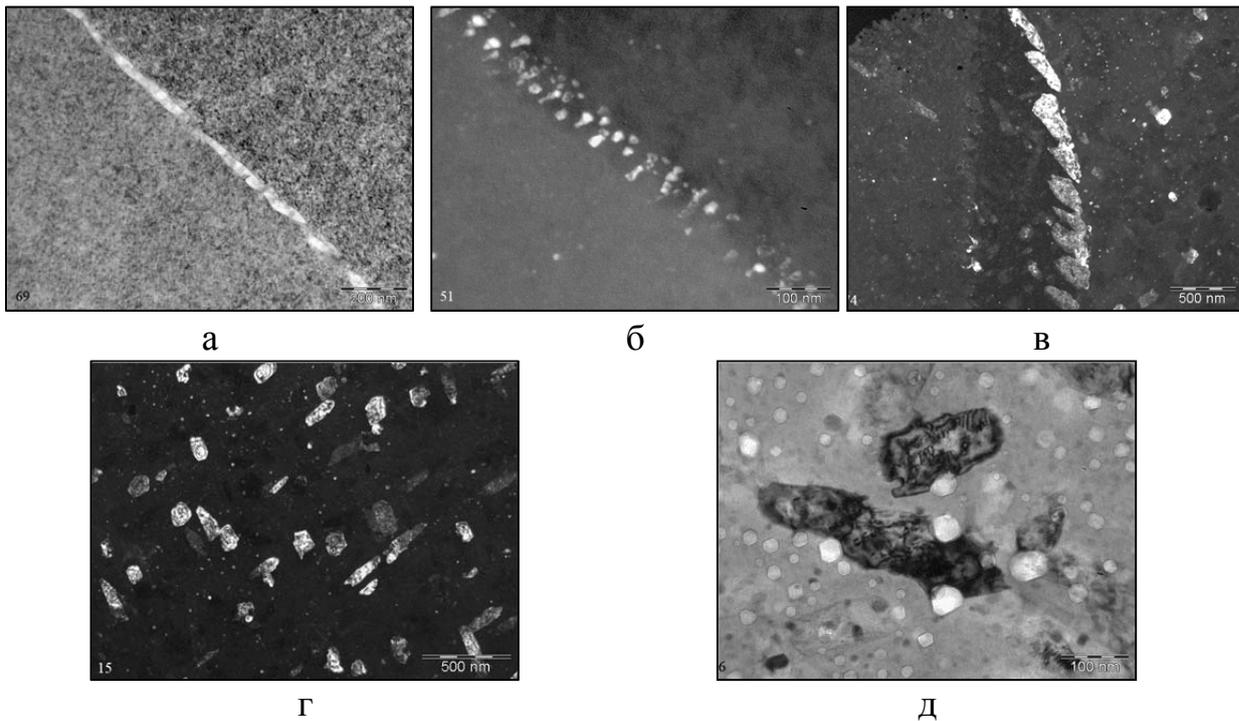


Рисунок 4 - Фаза α -Fe в "гагаринском" образце (а, б) и в образце из чехла экранной сборки (в, г, д), облучённых до повреждающей дозы 100 сна: светлопольное (а) и темнопольное (б, в) изображение данной фазы на границе зёрен, внутризёренные частицы в тёмном поле (г) и вакансионные поры в светлом поле на поверхности частиц данной фазы (д)

Сравнительное исследование образцов из стали с основой X18H10T, облучённых с различными скоростями набора повреждающей дозы, показывает, что основное отличие микроструктуры заключается в наличии значительной (развитой) пористости в образце с малой скоростью набора дозы и в её отсутствии в образце с большой скоростью.

Полученные данные можно использовать для обоснования критерия гамма-альфа перехода в материалах ВКУ реакторов ВВЭР при длительной эксплуатации до высоких повреждающих доз. Эти данные будут также использованы для пополнения базы данных по радиационной стойкости стали X18H10T, необходимой для обоснования продления срока службы внутрикорпусных устройств реактора БОР-60 и энергетических реакторов типа ВВЭР.

ИССЛЕДОВАНИЕ НАНОСТРУКТУРИРОВАННОЙ АУСТЕНИТНОЙ НЕРЖАВЕЮЩЕЙ СТАЛИ ТИПА Х18Н9 ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60

В.К. Шамардин¹, Т.М. Буланова¹, А.А. Карсаков¹, А.В. Обухов¹,
Р.З. Валиев², И.В. Александров², М.М. Абрамова², Н.А. Еникеев²

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград
²ФГБОУ ВПО «УГАТУ», г. Уфа

В докладе представлены результаты сравнительных исследований образцов аустенитной стали типа Х18Н9 в состоянии поставки и РКУП - состоянии до и после облучения в реакторе на быстрых нейтронах БОР-60 при температуре 320 и 450 °С (максимальная повреждающая доза 15 сна).

Равноканальное угловое прессование (РКУП) было использовано для существенного снижения средней величины зерна стали от 40-50 мкм до 300-500 нм.

Проведено предварительное изучение структурных особенностей облучённой при 320 °С и необлучённой стали после проведения РКУП-прессования. Результаты указывают на смешанный фрагментарный характер структуры с большой степенью неоднородности (при 4 проходах). Использование, при проведении РКУП-прессования большего числа проходов (8 проходов), приводит к снижению фрагментарности структуры УМЗ-стали и большей стабилизации механических свойств. Исследованы механические свойства облучённой стали в РКУП-состоянии методом статических испытаний на растяжение в интервале температур от 20°С до 650°С.

Проведены исследования кратковременных механических свойств и микроструктуры стали типа Х18Н9 в состоянии после РКУП, облучённой в реакторе на быстрых нейтронах БОР-60 при 320 °С и 450 °С до максимальной повреждающей дозы 15 сна.

Исследование микроструктуры проводилось методом дифракции обратно-отраженных электронов (ДОЭ/EBSD), сканирующей и трансмиссионной электронной микроскопии.

Анализ структурных и фазовых изменений стали в состоянии поставки и после равноканального углового прессования показал большой разброс величин зерна от десятков микрон до сотен нанометров (для случая РКУП в 4 прохода). При проведении РКУП-прессования с числом проходов 8, происходит снижение разброса размеров зерен.

Результаты, полученные после облучения различными повреждающими дозами при температурах 350°С и 450°С, позволяют отметить несколько фактов, важных для анализа влияния нейтронного облучения на механические свойства нержавеющей сталей в РКУП-состоянии.

Среди них:

– уменьшение величины зерна в процессе РКУ-прессования приводит к значительному увеличению прочностных характеристик и снижению способности стали к деформационному упрочнению;

– при заданных в настоящей работе условиях облучения экспериментально обнаруживается радиационное упрочнение стали в РКУП-состоянии, величина которого зависит от температуры облучения и испытания;

– упрочнение стали в РКУП-состоянии снижается с ростом повреждающей дозы, что отчасти обусловлено радиационной и термической релаксацией упругой деформации, заданной в процессе РКУ-прессования;

– термическая стабильность упрочнения РКУП-состояния стали X18H9 после облучения. Более высокое радиационное упрочнение на материале в РКУП-состоянии, по сравнению с состоянием поставки, сохраняется после облучения вплоть до температуры 650°C;

– близость среднего размера дислокационных петель и их концентрации в структурном состоянии поставки и РКУП-состоянии;

– инициируемое облучением образование частиц α -фазы на тройных стыках зерен со средним размером 50 нм;

– при $T_{исп}=550$ °С после облучения установлено повышение общего относительного удлинения на стали в РКУП-состоянии при сохранении упрочнения обусловленного РКУП-обработкой.

Делается заключение о необходимости продолжения работ с учетом полученных экспериментальных результатов.

Список используемой литературы

1. Р.З. Валиев, И.В. Александров Объемные наноструктурные металлические материалы, Москва ИКЦ «Академкнига» 2007 г.

2. Салищев Г.А., Зарипова Р.Г., Закирова А.А., Структура и механические свойства нержавеющей сталей, подвергнутых интенсивной пластической деформации, *Металловедение и термическая обработка материалов*, №2, (608), стр.27-32, 2006.

3. Y.Goncharenko, L. Evseev, V. Shamardin, T. Bulanova, *Technical Meeting on Hot Cell Post Irradiation Examination and Pool-Side Inspection of Nuclear Fuel*.

4. A.A. Karsakov, V.K. Shamardin, T.M. Bulanova, Y.D. Goncharenko, I.V. Alexandrov, M.M. Abramova, M.V. Karavaeva, «Effect of neutron irradiation on microstructure and properties of austenitic steel 321, subjected to equal-channel angular pressing» *Reviews on Advanced Materials Science* 31 (2012) 14-34.

ПОВРЕЖДЕНИЕ СТАЛЬНЫХ ДИСТАНЦИОНИРУЮЩИХ РЕШЁТОК В РЕЗУЛЬТАТЕ ДЛИТЕЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ В СОСТАВЕ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК В РЕАКТОРЕ РБМК-1000

А.О. Мазаев, Г.П. Кобылянский, А.В. Строжук

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Дистанционирующие решетки (ДР) являются элементами каркаса тепло-выделяющих сборок РБМК-1000, обеспечивающими пространственное расположение ТВЭЛов в технологических каналах и целостность конструкции при обращении с топливом. В последнее время на атомных станциях с реакторами РБМК-1000 (блоки ЛАЭС, КуАЭС, САЭС), которые наряду с реакторами ВВЭР-1000 вносят значительный вклад в производство электроэнергии в России, обострилась проблема обращения с длительно эксплуатировавшимися ТВС из-за наблюдаемого растрескивания стальных дистанционирующих решёток.

Подробные материаловедческие исследования отработавших ТВС с ДР позволяют оценить правильность конструкционных и технологических решений, выбрать наиболее оптимальные варианты их совершенствования, но ранее они не проводились, поэтому причины их повреждений были не ясны.

В работе представлены результаты исследований дистанционирующих решёток из стали 08X18H10T ТВС РБМК (ТВС№1 и ТВС№2), отработавших на блоках 1 и 2 Ленинградской АЭС до энерговыработки 3193 МВт·сут/ТВС и 3847 МВт·сут/ТВС, соответственно.

Цель работы - получение экспериментальных результатов по состоянию ДР в обоснование работоспособности ТВС №1 при работе в технологическом канале с увеличенным диаметром и работоспособности ТВС №2 при достижении энерговыработки ~ 4000 МВт сут/ТВС.

Визуальная инспекция ДР до извлечения ТВЭЛов из ТВС выявила повреждение ячеек и обойм ДР преимущественно в области сварных соединений.

Исследования микроструктуры элементов ДР методом оптической микроскопии показали, что трещины распространяются в основном по границам зёрен, в том числе по ядру сварки и в околошовной зоне. На поверхности стенок ячеек присутствуют области с признаками фронтальной межкристаллитной коррозии, которые являются источником дальнейшего распространения трещин.

Повреждение ячеек в виде трещин наблюдается не только в ДР, расположенных в окрестностях центральной плоскости активной зоны реактора, но и в других ДР. Больше дефектов обнаружено в ДР ТВС №1, эксплуатировавшейся в технологическом канале увеличенного диаметра, чем в ДР ТВС №2, эксплуатировавшейся при достижении большей энерговыработки.

Некоторые ячейки (повреждённые) при испытании на растяжение разрушались хрупко. Предел прочности неповреждённых ячеек соответствует обычным значениям этой характеристики для облученной стали 08X18H10T.

НИЗКОТЕМПЕРАТУРНОЕ УПРОЧНЕНИЕ И ОХРУПЧИВАНИЕ СТАЛИ 12Х18Н10Т, ОБЛУЧЁННОЙ В РЕАКТОРЕ БОР-60 В КАЧЕСТВЕ ЭЛЕМЕНТОВ ЭКРАННЫХ СБОРОК

Е.И. Макаров, В.С. Неустроев, И.Ю. Жемков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Конструкционные материалы любого реактора работают в достаточно напряженных условиях, сочетающих высокие температуры и значительные нейтронные повреждающие дозы, что способствует ухудшению их физико-механических свойств. Для обеспечения надежной работы несменяемых конструкций реактора и реактора в целом используется комплексная база данных, полученных из специальных экспериментов по облучению образцов до различных повреждающих доз и из исследований реальных изделий и конструкций, эксплуатировавшихся в реакторе различное в том числе и длительное время.

В работе представлены результаты материаловедческих исследований образцов стали 12Х18Н10Т, вырезанных из элементов экранных сборок реактора БОР-60, облученных до повреждающих доз, превышающих 50 сна при низкой температуре облучения. Получены новые экспериментальные результаты по низкотемпературному упрочнению и охрупчиванию образцов стали Х18Н10Т – материала близкому по составу к материалам внутрикорпусных устройств реактора БОР-60 и реакторов ВВЭР.

Полученные данные и зависимости можно использовать для пополнения базы данных по радиационной стойкости стали Х18Н10Т, необходимой для обоснования продления срока службы внутрикорпусных устройств реактора БОР-60 и энергетических реакторов типа ВВЭР.

ИССЛЕДОВАНИЕ ОБРАЗЦОВ АУСТЕНИТНЫХ КОРРОЗИОННО-СТОЙКИХ СТАЛЕЙ Х18Н10Т И Х16Н15МЗБ, ОБЛУЧЁННЫХ В РЕАКТОРЕ СМ

Г.Н. Бакшутова¹, Е.И. Макаров², В.С. Неустроев²

¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Обоснование повышения срока службы внутрикорпусных устройств (ВКУ) и корпуса реактора СМ-3 требует получения новых данных по физико-механическим свойствам и структуре образцов коррозионно-стойких сталей и знания закономерностей изменения физико-механических свойств и струк-

туры сталей, в частности, X18H10T и X16H15M3B при низко-температурном облучении. Таких данных было получено немного, например [1], поэтому есть необходимость в расширении существующей базы данных.

В работе представлены результаты исследования облученных в реакторе СМ-3 образцов сталей X18H10T и X16H15M3B. В аустенитной стали X18H10T по сравнению со сталью X16H15M3B больше хрома и присутствует титан, но меньше никеля и нет легирующих элементов, таких как ниобий и молибден (таблица 1).

Таблица 1 – Химический состав сталей X18H10T и X16H15M3B

Массовая доля элементов, %											
сталь	C	Si	Mn	Cr	Ni	Ti	Mo	Nb	S	P	Fe
X18H10T	0,08	<0,8	<2,0	17,0-19,0	9,0-11,0	0,5-0,8	-	-	0,020	0,035	Осн.
X16H15M3B	0,09	<0,8	<0,8	15,0-17,0	14,0-16,0	-	2,5-3,0	<0,9	<0,01	<0,02	Осн.

Образцы размещались по этажам в облучательном устройстве (ОУ) 1Н6985. ОУ представляет собой негерметичную ампулу, в которой на шести этажах (стаканах) общей длиной 430 мм были размещены образцы аустенитных сталей. ОУ облучалось до флюенса нейтронов $6 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$ ($E > 0,1 \text{ МэВ}$) при температуре теплоносителя (70-90°C) реактора СМ-3. Облучательное устройство размещалось в канале ТВС 184.10, расположенной в ячейке №75 активной зоны реактора СМ-3.

Для получения новых данных по физико-механическим свойствам и структуре образцов аустенитных сталей X18H10T и X16H15M3B проводились металлографические исследования структуры и измерение микротвердости.

Металлографический анализ структуры образцов проводился на серийных металлографических микроскопах УМСД и МИМ-15. Микроскоп МИМ-15 позволяет исследовать структуру при увеличениях 100, 200, 400 и 1000 крат. Примеры исследования микроструктуры сталей приведены на рисунках 1 и 2.

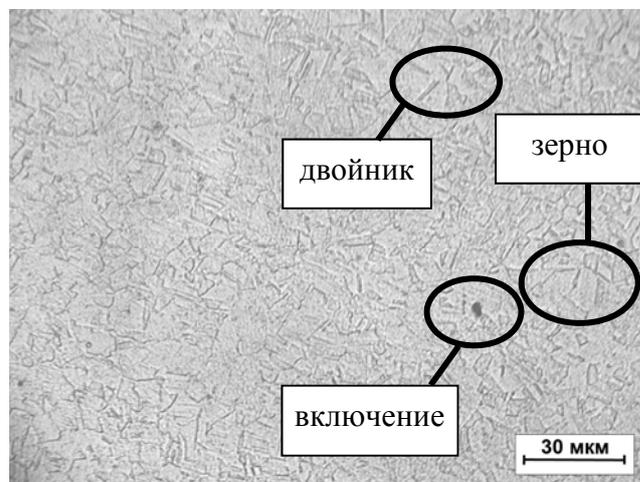


Рисунок 1 – Микроструктура стали X16H15M3B, облученной в реакторе СМ-3 при температуре 90°C до повреждающей дозы 46 сна

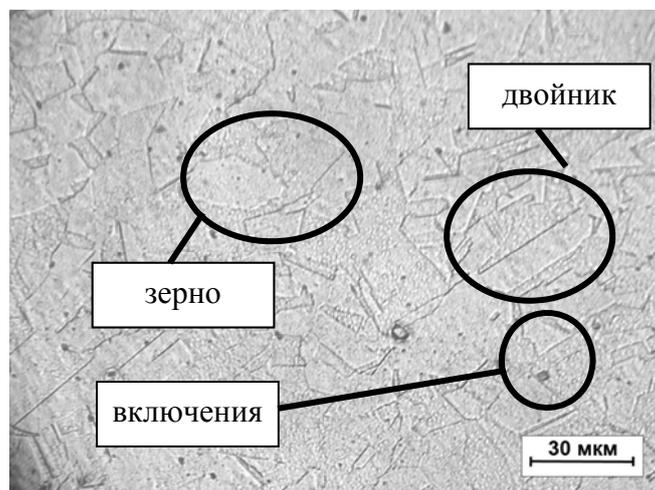


Рисунок 2 – Микроструктура стали X18N10T, облученной в реакторе СМ-3 при температуре 90°С до повреждающей дозы 46 сна

Во всех исследуемых образцах обнаружена структура, характерная для сталей аустенитного класса – достаточно четкие границы зерен, двойники и включения. Средний размер зерен для образцов стали X16N15M3Б равняется 9-11 мкм, а для образцов стали X18N10T – 20-25 мкм. В ходе исследования микроструктуры облученных образцов аустенитных коррозионно-стойких сталей X18N10T и X16N15M3Б не было обнаружено видимых изменений в структуре с ростом повреждающей дозы.

Испытания образцов на микротвердость выполнялись на дистанционном микротвердомере типа ПМТ-6, расположенном в «горячей» камере отделения реакторного материаловедения АО «ГНЦ НИИАР». Дистанционный микротвердомер ПМТ-6 содержит устройство для закрепления образца и обеспечивает постепенное и плавное воздействие на образец с заданной нагрузкой. В качестве индентора используется пирамидка, имеющая вершину, квадратное основание и углы между гранями $136^{\circ} \pm 30'$. Испытания проводили при нагрузке на пирамидку 100 г. Результаты измерений микротвердости образцов приведены в таблице 2.

Таблица 2 – Результаты измерения микротвердости кольцевых образцов аустенитных коррозионно-стойких сталей X18N10T и X16N15M3Б

№ этажа	Тип образца	Материал	Доза, сна	H_{μ} , кгс/мм ²							$\langle H_{\mu} \rangle \pm \delta$, кгс/мм ²
				220	164	206	188	212	179	195	
I	Трубка Ø6 мм	X16N15M3Б	30 ± 3	220	164	206	188	212	179	195	196±14
II	Трубка Ø6 мм	X16N15M3Б	44 ± 4	179	177	181	181	181	162	190	179±8
	Трубка Ø8 мм	08X18N10T	43 ± 4	160	160	157	151	153	157	142	155±5
III	Трубка Ø6 мм	X16N15M3Б	53 ± 5	193	181	181	193	181	198	203	190±9
IV	Трубка Ø6 мм	X16N15M3Б	46 ± 5	193	181	181	186	181	170	177	181±7
V	Трубка Ø8 мм	08X18N10T	46 ± 5	146	143	160	151	181	160	151	156±12
VI	Трубка Ø6 мм	X16N15M3Б	32 ± 3	193	181	193	179	193	179	181	186±7

Отдельные значения микротвердости для аустенитной стали X18H10T находится в диапазоне от 142 до 181 кгс/мм², а для стали X16H15M3Б в диапазоне от 162 до 220 кгс/мм².

Из таблицы видно, что микротвёрдость стали X18H10T несколько меньше (приблизительно на 15%) микротвёрдости стали X16H15M3Б при одних и тех же условиях облучения, когда образцы располагались в одинаковых этажах облучательного устройства 1Н6985.

Для аустенитной коррозионно-стойкой стали X16H15M3Б не обнаружено возрастающей зависимости микротвердости с ростом повреждающей дозы во всём интервале изученных повреждающих доз.

Значения микротвердости для стали X16H15M3Б выше, чем для стали X18H10T, что связано со структурными особенностями сталей, например меньшим размером зёрен.

Проведено сравнение микротвердости образцов стали X18H10T, облученных в реакторе СМ-3 с массивом данных, полученных при исследовании микротвердости образцов этой стали, облученных в реакторе БОР-60 и реакторах ВВЭР [2,3].

Полученные данные могут войти в базы данных для обоснования увеличения срока службы внутрикорпусных устройств и корпуса реактора СМ-3.

Список литературы

1. В.К. Шамардин, А.М. Печерин, Е.П. Ключков, Ю.Д. Гончаренко, Т.Н. Колесова. «Механические свойства облученных аустенитных хромоникелевых сталей применительно к условиям работы корпусов и внутрикорпусных устройств реакторов СМ-2 и БОР-60». Препринт НИИАР – 8 (689), Москва – ЦНИИ Атоминформ. 1986 г.
2. В.С. Неустроев. Экспериментальное исследование упрочнения и его корреляции с микротвердостью в облученных аустенитных нержавеющей сталях. – Сборник статей. Моделирование поведения реакторных материалов под облучением, Ульяновск, УлГУ, 2007. С.67-75.
3. Неустроев В.С., Белозёров С.С., Макаров Е.И., Маркелов Д.Е., Обухов А.В. «Радиационные явления в облученных аустенитных сталях после длительного облучения в реакторе БОР-60» // XXI Международный Уральский семинар «Радиационная физика металлов и сплавов»: сборник тезисов докладов – Кыштым, 2015. – с.50-51.

РАДИАЦИОННОЕ РАСПУХАНИЕ УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО НИТРИДНОГО ТОПЛИВА

А.В. Беляева, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин, С.В. Кузьмин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Топливные композиции на основе нитридов урана и плутония облучались в реакторе БОР-60 в составе экспериментальных твэлов и ТВС, конструкция которых позволяла поддерживать необходимый уровень температуры и осуществлять поэтапные исследования при достижении определенного выгорания. В зависимости от характеристик теплопроводности внутритвэльной среды температурные условия облучения для топлива имели существенные отличия. Основные характеристики и условия облучения твэлов с уран-плутониевым нитридным топливом представлены в таблице 1.

Таблица 1 - Основные характеристики и параметры облучения твэлов
с уран-плутониевым нитридным топливом

Состав топливного сердечника	$U_{0,55}Pu_{0,45}N$	$U_{0,4}Pu_{0,6}N$	$U_{0,82}Pu_{0,18}N$
Теплопередающий подслоя	гелий	гелий	свинец
Плотность топлива, г/см ³	12,15±0,05	12,16±0,05	13,08±0,07
Пористость, %	15,2±0,4	15,1±0,4	8,5±0,5
Диаметр топливной таблетки, мм	5,88±0,01	5,88±0,01	7,85±0,05
Номинальный диаметр твэла, мм	6,9	6,9	9,4
Номинальная толщина оболочки, мм	0,4	0,4	0,5
Длина топливного сердечника, мм	450±3	450±3	390±4
Расчётное максимальное выгорание, % т.а.	5,4 ¹⁾ 9,4 ²⁾	7,0 ¹⁾ 12,1 ²⁾	2,8 ¹⁾ 4,0 ²⁾ 5,5 ³⁾
Расчётная максимальная линейная тепловая мощность твэла, Вт/см	419	545	435
Расчётная максимальная температура топлива, °С	1490	1760	875

1), 2), 3) - выгорание после первого, второго и третьего этапа облучения, соответственно

При проведении исследований структурно-фазового состояния топливных композиций методами металлографии, сканирующей электронной микроскопии и электронно-зондового рентгеноспектрального микроанализа были выявлены следующие закономерности.

Вследствие накопления и выделения из матрицы топлива газообразных продуктов деления (ГПД) в топливных композициях $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ и $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ происходит образование внутризеренных и межзеренных газовых пор диаметром несколько микрометров (рис. 1 а, б, в). Пористость увеличивается в направлении от края к центру топливных таблеток в сторону увеличения температуры. Содержание ксенона в матрице топлива не соответствует накопленному при облучении количеству, из-за того, что часть ксенона уxo-

дит в свободный объем твэла, а другая часть находится в образовавшихся порах. За счет объединения отдельных газовых и технологических пор в цепочки вдоль границ зерен формируется система межзеренных связанных пор. Топливо $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ характеризовалось наличием более развитой системы межзеренной открытой пористости, что обеспечило более высокий выход ГПД в свободный объем твэла, по сравнению с $U_{0,4}Pu_{0,6}N$. В структуре топливных композиций $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ и $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ встречаются металлические включения, представляющие собой вторые фазы из нерастворившихся продуктов деления (ПД).

Введение жидкометаллического подслоя, понижая температуру нитридного топлива, предотвращает диффузионную подвижность продуктов деления, поэтому в микроструктуре топливной композиции $U_{0,88}Pu_{0,12}N$ после первых двух этапов облучения до выгорания 4 % т.а. не было обнаружено ни крупных металлических включений из нерастворившихся ПД, ни увеличения пористости. Исследование состояния микроструктуры топлива, облученного до выгорания 5,5 % т.а. при рабочей температуре от 520 °С на краю до 830 °С в центре топливной таблетки, показало, что в дополнение к исходной технологической пористости со средним эквивалентным диаметром пор 8 мкм в структуре топлива есть реструктурированные участки, характеризующиеся субзеренной структурой и порами размером порядка 1 мкм и менее (рис. 1 в, д).

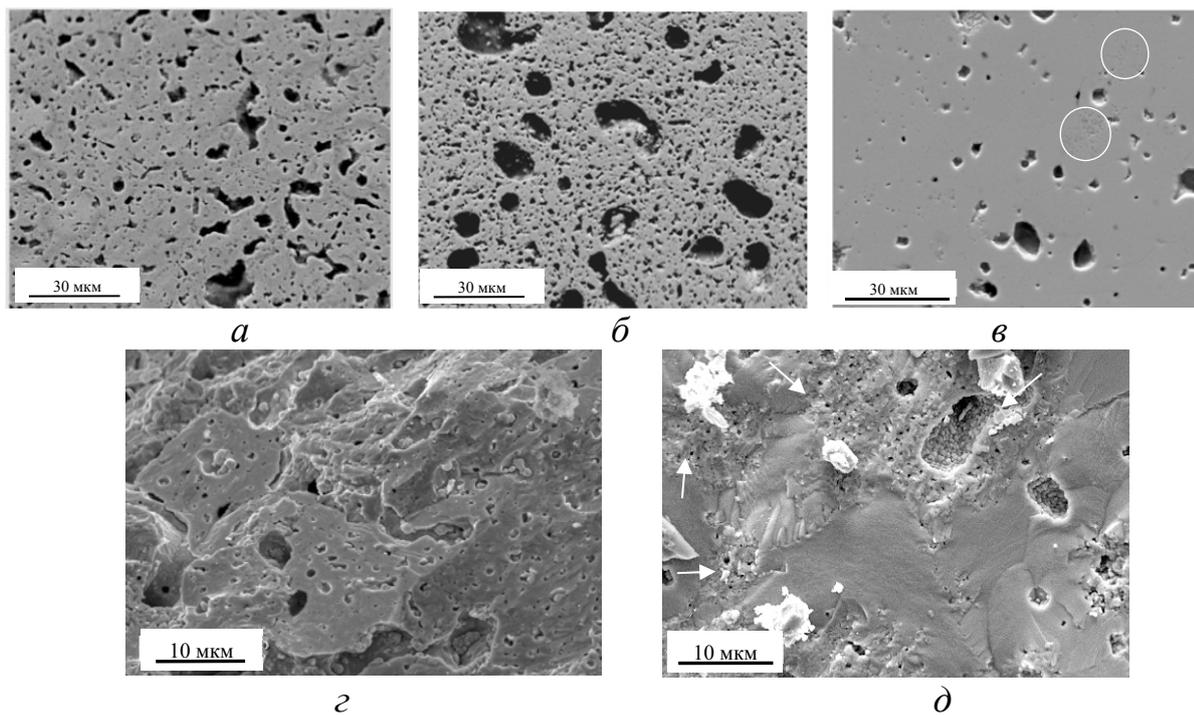


Рисунок 1 - Состояние микроструктуры на шлифах (а, б, в) и изломах (в, г) топливной таблетки: а - $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ после облучения до выгорания 9,4 % т.а., б, г - $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ после облучения до выгорания 12,1 и 7 % т.а., соответственно, в, д - $U_{0,88}Pu_{0,12}N$ после облучения до выгорания 5,5 % т.а. (окружностями и стрелками на изображении отмечены участки с субмикронными порами и зернами)

Массовая доля ксенона в реструктурированных областях топлива меньше количества, наработанного за время облучения, что свидетельствует о выходе ГПД

из твердого раствора топливной матрицы в образовавшиеся субмикронные поры. Явление, подобное обнаруженному, наблюдается в топливе легководных реакторов из диоксида урана при облучении в интервале температуры от 400 до 800 °С и превышении определенного порогового значения выгорания, зависящего от температуры.

Распухание топлива было оценено для сечений твэлов с максимальным увеличением диаметра топливного сердечника. В расчетных оценках учитывали изменение диаметра топливных таблеток и изменение размера таблеток в аксиальном направлении, которое вычисляли по удлинению топливного сердечника из данных γ -сканирования. Учёт неравномерности удлинения таблеток по высоте твэла осуществляли в предположении, что удлинение пропорционально выгоранию.

В увеличение объема топливного сердечника вносят вклад ГПД, накопление и выделение которых в процессе облучения приводит к образованию и росту газовых пор. Изображения микроструктуры топлива, полученные методом электронной микроскопии, использовали для количественной оценки изменения пористости топлива. Для топливных композиций $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ и $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ средние значения пористости после второго этапа облучения в сечениях с максимальным увеличением диаметра составляют 17,2 и 23,5 %, соответственно. Изменение структуры топливной композиции $U_{0,82}Pu_{0,18}N$, обнаруженное при выгорании 5,5 % т.а., сопровождалось выходом газообразных продуктов деления из твёрдого раствора в субмикронные поры и увеличением общей пористости топлива до 12 %. Полученные значения пористости топлива были использованы для разделения вклада в распухание газообразных и твердых продуктов деления. В таблице 2 представлены результаты оценки общей величины радиационного распухания исследованных топливных композиций, распухания за счет образования и роста газовых пор, а также распухания за счет твёрдых продуктов деления, находящихся в твёрдом растворе и в виде вторых фаз. Для топливной композиции $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ величина "газового" распухания существенно ниже, чем для $U_{0,4}Pu_{0,6}N$, что связано с различием температурных условий их облучения и наличием более развитой открытой пористости в топливе $U_{0,55}Pu_{0,45}N$.

Таблица 2 - Распухание топлива в сечениях твэлов с максимальным увеличением диаметра

Параметр	Топливная композиция		
	$U_{0,55}Pu_{0,45}N$	$U_{0,4}Pu_{0,6}N$	$U_{0,82}Pu_{0,18}N$
Расчетное локальное выгорание, % т.а.	9,4	12,1	5,5
Изменение объёма топливных таблеток, %	11,5	15,8	8,4
Распухание вследствие увеличения пористости, %	2,0	8,4	3,5
Распухание за счет продуктов деления в твердом растворе и в виде вторых фаз, %	9,5	7,4	4,9

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА МАСС-СПЕКТРОМЕТРИИ С ИНДУКТИВНО СВЯЗАННОЙ ПЛАЗМОЙ ДЛЯ ИЗОТОПНОГО АНАЛИЗА ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРОВ ВВЭР

А.В. Авдонин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Исследование изотопного состава отработавшего ядерного топлива является актуальной задачей в рамках обеспечения безопасности эксплуатации и повышения технико-экономических показателей АЭС. Вместе с тем, проведение подобного исследования затрудняется высокой радиоактивностью ОЯТ с одной стороны и невозможностью обслуживания сложного аналитического оборудования в условиях горячей камеры с другой. Действующие методики требуют серьезной предварительной пробоподготовки, включающей в себя разделение образца по отдельным радиохимическим методикам. Для разрешения вышеперечисленных проблем в 2015 году в Отделении реакторного материаловедения АО «ГНЦ НИИАР» был запущен в работу участок масс-спектрометрических исследований с ИСП-масс-спектрометром NexION 300D. Данный прибор снабжен динамической реакционной ячейкой, что позволяет проводить одновременный многоэлементный анализ образцов со сложной матрицей, исключая этап трудоемкой химической пробоподготовки. Схема исследования изотопного состава ОЯТ при этом выглядит следующим образом:

- 1) из твэла вырезается диск высотой 1-2 мм;
- 2) вырезанный образец взвешивается, после чего растворяется в 65% азотной кислоте в автоклаве при температуре 200°C в течении 4 часов;
- 3) из полученного раствора извлекается фрагмент оболочки и взвешивается повторно;
- 4) раствор разбавляется в 2% HNO₃ с коэффициентом разбавления $k=300000$;
- 5) проводятся масс-спектрометрические исследования изотопного и элементного состава образца.

По указанной выше схеме был проанализирован образец отработавшего твэла реактора ВВЭР-1000 Калининской АЭС. В качестве наиболее интересных нуклидов для определения их содержания в отработавшем ядерном топливе ВВЭР были выбраны изотопы урана, плутония, америция и нептуния, а также неодима и самария, используемые для вычисления выгорания топлива. Основной проблемой определения содержания в ОЯТ перечисленных нуклидов являются спектральные интерференции атомных ионов $^{238}\text{U}/^{238}\text{Pu}$, $^{241}\text{Am}/^{241}\text{Pu}$, $^{242}\text{Am}/^{242}\text{Pu}$ и молекулярного иона ^{238}UH с ^{239}Pu . Как видно на рисунке 1 разрешающей способности квадрупольного масс-спектрометра не достаточно для разделения пиков интересующих изотопов, однако, применяя газонаполненную динамическую реакционную ячейку можно химически разрешить эти пики в режиме «on-line». Известно [1], что ионам U^+ требуется 0,4 эВ для перехода

в возбужденное состояние с электроном на d-орбитали, основное и возбужденное состояние $Np^+ 5f^4 6d^1 7s^2$ идентично и не требует энергии для перехода. С другой стороны Pu^+ с конфигурацией основного состояния $5f^6 7s$ и $Am^+ 5f^7 7s$ требуют для перехода в их возбужденные состояния ($5f^5 6d 7s$ и $5f^6 6d 7s$) 1,08 и 2,54 эВ соответственно [2]. Следовательно, взаимодействие урана, нептуния и америция с молекулярным газом CO_2 в динамической реакционной ячейке будет происходить значительно быстрее, чем взаимодействие плутония с этим же газом.

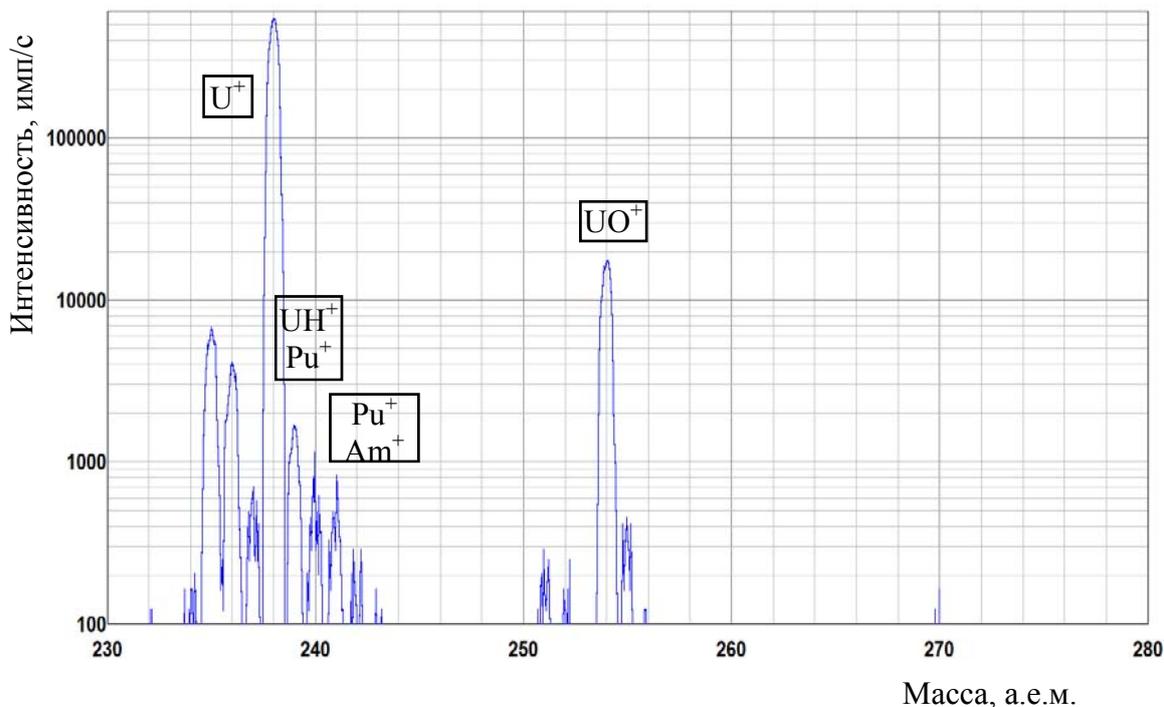


Рисунок 1 – Масс-спектр, полученный от ОЯТ в стандартном режиме.

Опытным путем была определена скорость потока газа через динамическую реакционную ячейку, при которой плутоний еще не успевает прореагировать, а все «мешающие» интерференты переходят в окисленное состояние. Из рисунков 1 и 2 видно, что в газонаполненном режиме ионы Pu^+ регистрируются на массах 238-242, а прореагировавшие уран, америций и нептуний на массах 251-270.

ОПЫТ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ МНОГОКАНАЛЬНОГО АНАЛИЗАТОРА ЭМИССИОННЫХ СПЕКТРОВ И ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА «АТОМ-3.3» В АТОМНО-ЭМИССИОННОМ СПЕКТРАЛЬНОМ АНАЛИЗЕ РАДИОАКТИВНЫХ ПРОБ

И.А. Горячев, М.И. Хамдеев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В настоящее время атомно-эмиссионная спектрометрия является одним из основных методов определения качественного и количественного состава примесных химических элементов в различных объектах.

Так аналитический контроль технологических процессов переработки облучённого ядерного топлива (ОЯТ) осуществляется в Управлении исследований и разработок Отделения радиохимических технологий (ОРТ) АО «ГНЦ НИИАР». При этом элементный анализ катионных примесей осуществляется методом атомно-эмиссионной спектроскопии в Лаборатории разработки аналитических методик.

Основными объектами анализа лаборатории являются:

1. Облучённое ядерное топливо;
2. Промежуточные и конечные продукты гидрометаллургической и пироэлектрохимической переработки ОЯТ (Хлоридные расплавы щелочных металлов, цинковые плавки после растворения оболочки ТВЭЛов в жидком цинке, различные сорбенты с ЩМ и ЩЗМ, фосфатные концентраты продуктов деления и примесей);
3. Радионуклидные препараты промышленного и медицинского назначения (^{252}Cf , ^{131}I , ^{89}Sr , ^{226}Ra , ^{63}Ni , ^{242}Pu , ^{153}Gd , ^{241}Am , ^{244}Cm , ^{99}Mo и др.), с входным контролем чистоты реактивов (кислота, вода и т.д.).

Возрастающая роль спектральных методов анализа требует модернизации старого оборудования или внедрения спектральной аппаратуры нового поколения, с максимальной автоматизацией процессов измерений и обработки полученных данных.

До последнего момента в лаборатории использовалась установка спектрального анализа радиоактивных проб, включающая специальный бокс со штативом, спектрографы СТЭ-1 и PGS-2, источник возбуждения спектров ИВС-28 и систему управления установкой. При этом спектры регистрировались на фотопластины.

Цель работы: Исследование аналитических возможностей дугового атомно-эмиссионного спектрального анализа с многоканальным анализатором эмиссионных спектров (МАЭС) и программным комплексом «Атом-3.3».

Задачи:

1. Провести модернизацию установки спектрального анализа радиоактивных проб, путем замены системы регистрации и источника возбуждения эмиссионных спектров;

2. Изучить принципы работы МАЭС и спектроаналитического генератора спектров «Везувий-3»;
3. Провести сравнительный анализ аналитических возможностей старой и модернизированной установки спектрального анализа радиоактивных проб;

Имеющееся спектральное оборудование использовалось уже более 35 лет, и по понятным причинам не удовлетворяло современным требованиям. В связи с этим было решено модернизировать морально устаревшее оборудование для атомно-эмиссионного спектрального анализа радиоактивных проб, путем замены системы регистрации спектрографов СТЭ-1, PGS-2 и источника возбуждения спектров - ИВС- 28.

В период с 2009 по 2011 гг. в лабораторию «Спектральных методов анализа» АО «ГНЦ НИИАР» было последовательно закуплено и установлено оборудование для атомно-эмиссионного спектрального анализа фирмы «ВМК-Оптоэлектроника»: спектроаналитический генератор «Везувий-3» и фотоэлектронные кассеты МАЭС с программным комплексом «Атом-3.3».

Оснащение спектрографов СТЭ-1 и PGS-2 фотодиодными линейками МАЭС, с программным обеспечением «Атом-3.3» и генератором «Везувий-3» позволило:

- перевести спектрографы СТЭ-1 и PGS-2 с фотографической на фотоэлектрическую регистрацию аналитического сигнала, объединить фотоэлектронные кассеты от двух спектрографов в общую линейку, при этом получить единый спектр в программе «Атом-3.3»;

- существенно расширить анализируемый спектральный диапазон измерений (от 200 нм до 900 нм) и диапазон чувствительности до 4 порядков;

- определять спектральные наложения, идентифицировать мешающие элементы и учитывать их при расчете массовой доли элемента;

- осуществлять обработку с добавлением новых линий с изменением параметров обработки и хранить спектральную информацию в архиве базы данных;

- существенно упростить регистрацию кривых выгорания, характеризующих кинетику поступления атомов в зону дугового разряда;

- значительно повысить экспрессность и качество измерений массовых долей нерадиоактивных примесей в различных технологических пробах ОЯТ (сокращение времени анализа более чем на 50 %).

Эксплуатация показала надежную и стабильную работу анализатора МАЭС с программным обеспечением «Атом-3.3» и генератора «Везувий-3». Использование данного комплекса при эмиссионном спектральном анализе обеспечивает требуемые метрологические характеристики измерений.

РАДИОХИМИЧЕСКИЕ И НУКЛИДНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ

ФЕРРОЦИАНИДНАЯ ОЧИСТКА РАСПЛАВА ЭЛЕКТРОЛИТА LiCl–KCl ОТ ЦЕЗИЯ-137, СИНТЕЗ МИНЕРАЛОПОДОБНОГО ПРОДУКТА И ПОЛУЧЕНИЕ КЕРАМИКИ НА ЕГО ОСНОВЕ

А.Н. Трошин, В.А. Кошкин

ФГБОУ ВПО «ННГУ», г. Нижний Новгород

При переработке ядерных материалов, в том числе в промышленной технологии регенерации облученного топлива, перспективными являются неводные методы, обеспечивающие ускорение радиохимических процессов. При их разработке имеются определенные предпосылки для использования солевых, в частности, хлоридных расплавов. Они устойчивы к радиоактивному облучению, не содержат замедлителей нейтронов и обладают высокой растворяющей способностью.

Процессы регенерации топливных нуклидов (пироэлектрохимические, осуществляемые в расплавах щелочных хлоридов) формируют своеобразный тип отходов, содержащих, наряду с Rb, Cs и иными продуктами деления, катионы других щелочных элементов. При разработке методов обращения с ВАО этой технологии переработки отработавшего топлива материалы, используемые на стадии регенерации, должны быть устойчивыми к этим расплавам и обладать малой растворимостью в них. Благодаря высоким температурам концентрирование примесей из расплавов на стадии их рециклирования может сочетаться с переводением радиоактивных компонентов в термостойкие химические соединения, пригодные для длительного хранения.

Разрабатываемые в настоящее время варианты очистки расплава, такие как сорбция на цеолитах, зонная кристаллизация и т.д., с последующей стадией остекловывания, обладают недостатками: приводит к увеличению объема отходов (разбавлению извлекаемых радионуклидов), а сам остеклованный продукт является термодинамически нестабильным.

Одним из разрабатываемых методов обезвреживания радиоактивных отходов в водных системах является сорбционный с использованием селективных неорганических сорбентов на основе ферроцианидов и оксидов переходных металлов. Благодаря высокой избирательности они способны обеспечить лучшее решение поставленной задачи по сравнению с органическими ионитами и активными углями.

Использование сорбентов на основе ферроцианидов в расплавах до настоящего времени не изучалось, в том числе в системах пироэлектрохимической технологии регенерации облученного топлива в расплаве LiCl–KCl.

Целями данной работы являлись:

1. Исследование способов очистки расплава LiCl–KCl от цезия при помощи процессов с участием ферроцианидов на первом этапе.
2. Изучение химических процессов перевода полученного продукта в устойчивую минералоподобную форму для изоляции от биосферы.

3. Получение керамических материалов на основе порошков для обеспечения высокого барьера безопасности при хранении и захоронении.
4. Изучение свойств керамики: устойчивости термической (в том числе тепловое расширение), радиационной и гидrolитической.

Используемые методы исследования:

Дифференциально-термический анализ (ДТА). Дифференциальный сканирующий калориметр LABSYS DSC 1600 (фирмы SETARAM). Скорость нагрева составляла 10 град/мин и последующего охлаждения – 30 град/мин. Эксперимент проводили в атмосфере аргона. Для обработки термограмм использовали программный комплекс SetSoft 2000 V 1.2 (фирмы SETARAM In).

ИК-спектрометрия (ИК). ИК-Фурье спектрофотометр Shimadzu FTIR-8400S. Спектры образцов, приготовленных методом тонкодисперсных пленок на подложке из ZnSe, записывали в диапазоне волновых чисел 1800 – 400 см⁻¹.

Рентгенофазовый анализ (РФА). Рентгеновском дифрактометр Shimadzu LabX XRD-6000 (CuK_α фильтрованное излучение, $\lambda = 1.54178 \text{ \AA}$). Рентгенограммы при комнатной температуре записывали в интервале углов 2 θ от 10° до 55°. Регистрацию при разных температурах проводили с применением низко- и высокотемпературной приставок. Индексирование рентгенограмм выполняли с помощью кристаллографической базы данных JCPDS-ICDD PDF-2 Release 2004.

Получение керамики. Керамики на основе синтезированных порошков получали с использованием метода высокоскоростного электроимпульсного спекания (Spark Plasma Sintering, SPS).

Керамики спекали на установке «Dr.Sinter Model-625» производства SPS SYNTEX INC. Ltd. (Япония). Образцы нагревали в пресс-форме из графита в вакууме.

Для керамических образцов определяли плотность и прочностные характеристики: 1) плотность методом гидростатического взвешивания (аналитические весы ВЛР-200); 2) микротвердость (по Виккерсу) и трещиностойкость (по Палмквисту) определяли при помощи микротвердомера Duramin-5 «Struers» при нагрузке 500 г.

Для оценки параметров микроструктуры полученных образцов использовали растровый электронный микроскоп Jeol JSM-6490 с рентгеновским микроанализатором INCA 350.

Методика изучения гидrolитической устойчивости. Изучение гидrolитической устойчивости проводили в соответствии с ГОСТ Р 52126-2003 в статическом (при температурах 25 °С и 90 °С, в плоскодонной колбе) и динамическом (при температуре 90 °С, в аппарате Сокслета) режимах с использованием в качестве выщелачивателя дистиллированной и минерализованной воды. Продолжительность испытаний составляла 28 сут.

Скорость выщелачивания рассчитывали по уравнению $R = (NL)/t$, где (NL) – нормализованная потеря массы, t – временной промежуток; $(NL) = a/(f \cdot S)$, где a – масса элемента, перешедшего в раствор в процессе выщелачивания, f – массовая доля элемента в образце, S – открытая «геометрическая» поверхность образца.

Твердую фазу по окончании эксперимента отделяли от водного раствора, сушили при $T = 90$ °С и анализировали методом РФА.

Атомно-абсорбционная спектроскопия (ААС). Определение концентрации цезия после гидролитических испытаний выполняли методом атомно-абсорбционной спектроскопии (ААС), на атомно-абсорбционном спектрометре фирмы Shimadzu, модификации АА-7000F с использованием пламенного способа атомизации в воздушно-ацетиленовом пламени.

В данной работе исследованы способы очистки расплава LiCl–KCl (55.7–44.3 мол. %) с использованием сорбентов на основе ферроцианидов, а также при помощи химических процессов формирования ферроцианидов непосредственно в расплаве. Исследована кинетика извлечения цезия при $T = 450$ и 500 °С. Достижимая степень очистки расплава составляла не менее 80 %.

На следующем этапе изучены химические процессы перевода полученного твердого порошкообразного продукта в устойчивую форму для изоляции от биосферы. Был использован минералоподобный фосфорсодержащий материал со структурой поллуцита $Cs[Mg(Al,Fe)_{0.5}P_{1.5}O_6]$. Продукт содержал до 42 масс. % Cs. Он образовывался при более низкой температуре, чем кремнийсодержащий аналог $CsAlSi_2O_6$.

Определены оптимальные условия осуществления такого процесса.

Изучены свойства, такие как поведение при нагревании методами дифференциального термического анализа и высокотемпературной рентгенографии. Найдены характеристики теплового расширения.

Из приготовленных цезийсодержащих порошков со структурой поллуцита синтезировали керамику методом высокоскоростного электроимпульсного спекания (Spark Plasma Sintering). Данный метод позволяет получать материалы с высокой относительной плотностью за малые промежутки времени, что является крайне важным при работе с ВАО. В настоящих экспериментах относительные плотности приготовленной керамики достигали до 99 %. Продолжительность спекания не превышала 10 мин. Были установлены свойства полученной керамики: микротвердость, трещиностойкость. Изучено поведение под действием радиации и в гидролитических условиях.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства образования и науки РФ (Соглашение 11.1036.2014/К от 11.08.2014 г. на выполнение НИР в рамках проектной части государственного задания Министерства образования и науки РФ).

РАСТВОРЕНИЕ СЛИТКА УРАНА, ПЛУТОНИЯ И НЕПТУНИЯ В АЗОТНОЙ КИСЛОТЕ

М.Г. Дмитриев¹, В.А. Назиров¹, В.Е. Давыдов¹, А.Ю. Вахрушин¹,
А.А. Елесин¹, Д.В. Зверев², К.Н. Двоеглазов²

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²АО «ВНИИНМ», г. Москва

В соответствии с ФЦП ЯЭНП в Российской Федерации развивается концепция замкнутого ядерного топливного цикла. Одним из вариантов ее осуществления является комбинированная технология переработки смешанного уран-плутониевого нитридного топлива, используемого в реакторах на быстрых нейтронах (проект «Прорыв»).

Для проведения экспериментов по растворению в водных растворах кислот имитатора катодного осадка, получаемого при пирохимической переработке ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах, изготовили слиток уран-плутоний-нептуниевый сплава. Состав сплава, % мас.: U – 84; Pu – 15,5; Np – 0,5. После фрагментации сплава шлифмашинкой на 3 части, провели серию растворов. Растворение проводили в 8 и 10 моль/л азотной кислоты, в течение 4 и 6ч, соответственно. В результате получены растворы с концентрацией металлов, удовлетворяющих условиям экстракционной переработки. Определена доля нерастворимого остатка и валентные формы актиноидов в полученном растворе.

Проведение серии опытов позволило усовершенствовать лабораторные установки растворения имитатора катодного осадка.

Полученные результаты позволили скорректировать режим растворения тройного сплава актиноидов для опытно-промышленного применения на модуле переработки Опытного-демонстрационного энергетического комплекса.

ЭКСТРАКЦИОННО-ХРОМАТОГРАФИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА И РАДИАЦИОННАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ СОРБЕНТА LN-B200-S

Е.А. Ерин¹, В.Н. Момотов¹, А.А. Баранов¹,
Л.В. Нагайцева¹, Ю.С. Коновалова¹, Ю.А. Галина²

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

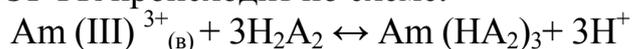
Для безопасной эксплуатации ядерных реакторов, верификации расчетных кодов и обоснования использования новых топливных композиций необходимы радиохимические исследования отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) с целью установления его нуклидного состава, определения массового содержания нуклидов и величины выгорания.

Одной из определяемых характеристик при радиохимическом анализе ОЯТ является изотопный состав и массовое содержание нуклидов трехвалентных трансплутониевых (ТПЭ) и редкоземельных (РЗЭ) элементов, в частности Am, Cm, Nd, Ce, Eu и т.д. Определение содержания перечисленных нуклидов невозможно без их выделения из раствора ОЯТ.

Применительно к решению этой задачи на примере америция нами проведены исследования экстракционно-хроматографических свойств сорбента серии LN Resin B 200-S, производства Triscem International, представляющего собой калиброванные гранулы полисорба (сополимера стирола и дивинилбензола без гидрофобных цепей), содержащие 40% мас. Д2ЭГФК.

В диапазоне концентраций азотной кислоты 0,01 - 1 моль·л⁻¹ установлено время достижения равновесия в экстракционно-хроматографической системе. В равновесных условиях определены коэффициенты распределения америция.

Степень извлечения америция твэксом с ростом концентрации азотной кислоты уменьшается. В исследуемом диапазоне концентраций азотной кислоты значения равновесных коэффициентов распределения америция хорошо линейризуется в логарифмических координатах, а тангенс угла наклона прямой равен 3, что позволяет сделать заключение о том, что взаимодействие Am³⁺ с Д2ЭГФК происходит по схеме:



Исследован механизм сорбции америция твэксом. Установлено, что в начальный момент времени сорбция америция лимитируется процессом внешней диффузии, а по мере протекания процесса все больший вклад в лимитирование массопереноса америция вносит диффузия внутри зерна сорбента. С ростом концентрации азотной кислоты вклад внешнедиффузионного лимитирования в процесс сорбции увеличивается и при концентрации HNO₃ более 0,5 моль·л⁻¹ скорость сорбции америция практически полностью зависит от скорости внешней диффузии.

На основании определенных величин кинетического коэффициента и коэффициента диффузии установлено, что скорость сорбции америция в исследуемых условиях лимитируется скоростью диффузионных процессов, а не скоростью химического взаимодействия Am³⁺ с Д2ЭГФК.

В динамическом режиме с использованием двух модельных растворов первого на основе гадолиния-157, меченого ²⁴⁴Cm и второго на основе европия-152 меченого ²⁴¹Am определены величины полной обменной емкости и емкости до проскока. Величина полной обменной емкости для гадолиния составила 0,11±0,02 ммоль/см³, для европия 0,08±0,02 ммоль/см³.

Исследована радиационная устойчивость твэкса. Определена зависимость величин полной обменной емкости и емкости до проскока, а так же коэффициента распределения от величины поглощенной дозы. Установлено, что до величины поглощенной дозы 8,4·10⁵ Гр твэкс сохраняет свои экстракционно-хроматографические свойства.

На заключительной стадии исследования проведено экстракционно-хроматографическое выделение фракций ТПЭ и РЗЭ из реального раствора, полученного при радиохимическом анализе облученного топлива РБМК-1000.

По итогам исследования установлено, что нуклиды америция и европия количественно переходят во фракцию десорбата на уровне 99,8%.

Полученные результаты исследования твэкса LN-B200-S по экстракционно-хроматографическим свойствам, ёмкостным характеристикам и радиационной стойкости создают предпосылки его широкого использования в практических целях радиохимического анализа облученного ядерного топлива, выделения и отчистки нуклидов ТПЭ и РЗЭ.

АПРОБАЦИЯ МЕТОДА СОЛЬВАТНОЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ ОТРАБОТАННЫХ НИКЕЛЕВЫХ ФИЛЬТРОВ

М.Ю. Войтенко, М.А. Земченко, В.В. Соловьева

ПАО «МСЗ», г. Электросталь

В настоящее время в ПАО «МСЗ» накоплено значительное количество отработанных керамических Ni – фильтров, выведенных после выработки их эксплуатационного ресурса из аппаратов получения порошков диоксида урана.

Никелевые металлокерамические фильтры используются для улавливания образующихся в ходе конверсии гексафторида урана мелкодисперсных частиц урановых соединений, которые вместе с потоком газообразных продуктов поступают в систему газоочистки. Отработанные Ni – фильтры содержат в своем составе до 1 масс. % урана, который рассредоточен по всему объему пор керамики.

Были опробованы два способа дезактивации фильтров в растворах азотной кислоты различной концентрации и в сольватах азотной кислоты в трибутилфосфате (ТБФ). Установлено, что в случае применения в качестве дезактивирующего агента азотной кислоты наряду с удалением урана из пор керамики происходит активное растворение никеля, приводящее к заметной потере массы фильтров.

Эксперименты по сольватной дезактивации фильтрующих элементов состояли из двух этапов. На первом этапе готовили рабочий дезактивирующий раствор сольвата азотной кислоты в ТБФ. Для контроля степени перехода HNO_3 в ТБФ методом кислотно-основного титрования определяли содержание HNO_3 в водной фазе до и после приготовления сольвата азотной кислоты. На втором этапе проводили контактирование сольвата с образцами фильтрующих элементов в статических условиях или при перемешивании с последующей промывкой в растворе карбоната аммония и сушкой образцов.

Из полученных величин удельной активности фильтров до и после дезактивации было найдено, что сольватная дезактивация достаточно эффективно удаляет уран из пор фильтра. При этом процесс дезактивации фильтров лимитируется стадией диффузии сольвата вглубь пор фильтра и обратной диффузией комплексов урана из слоя фильтра в органический раствор. По этой причине увеличение времени обработки фильтров в статических условиях в 10-15 раз

привело к более эффективной дезактивации по сравнению с обработкой фильтров при перемешивании.

Экспериментальные данные по однократной дезактивации фильтров в сольвате HNO_3 в ТБФ показали, что общая потеря их массы находится на уровне 1 масс. % и менее.

При дезактивации фильтрующих элементов сольватом азотной кислоты в ТБФ за три стадии обработки удалось снизить α и β – активность до норм, позволяющих использовать никелевый металлолом в народном хозяйстве, при этом общая потеря массы фильтров составила не более 2,5 масс. %.

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ ПЛЁНОЧНОЙ КОМПОЗИЦИИ МАРКИ ПВБ-УП ПРОИЗВОДСТВА ООО «ТОРГОВЫЙ СОЮЗ» В КАЧЕСТВЕ ИЗОЛИРУЮЩЕГО, ЛОКАЛИЗУЮЩЕГО И ДЕЗАКТИВИРУЮЩЕГО СРЕДСТВА В РАДИОХИМИЧЕСКОМ ПРОИЗВОДСТВЕ

О.А. Сахненко, Н.А. Кузнецова

ФГУП «ПО "Маяк"», г. Озёрск

В настоящее время все большее значение приобретают сухие методы дезактивации, при осуществлении которых не образуются жидкие радиоактивные отходы (далее – ЖРО).

В радиохимическом производстве для дезактивации, локализации поверхностных загрязнений часто используются пленкообразующие композиции, в основном, органического происхождения на основе поливинилового спирта (далее – ПВС), поливинилбутираля (далее – ПВБ), латексов различного состава.

В работе была исследована композиция марки ПВБ-УП (ООО «Торговый союз» г. Нижний Новгород) на предмет возможного применения в качестве изолирующего, локализирующего и дезактивирующего средства. Данный состав представляет собой пленкообразующую композицию на основе ПВБ с добавлением пластификатора триэтиленгликоля бис-2-этилгексаноат (3G8).

Пленкообразующая композиция была исследована в двух массовых концентрациях основного вещества ПВБ-УП 10 % и 20 %.

Дезактивирующую, изолирующую и локализирующую способности оценивали на образцах нержавеющей, углеродистой сталей и пластика.

В результате проведенных экспериментов установлено, что пленочная композиция марки ПВБ-УП производства ООО «Торговый союз» обладает хорошей адгезией по отношению конструкционным и облицовочным материалам.

Композиция ПВБ-УП с массовой концентрацией 20 % может быть использована для локализации радиоактивных загрязнений на поверхностях (до 1000 част/(см²·мин)). Требуемая толщина покрытия должна составлять не менее

20 г/м² при соответствующем расходе состава 560±30 г/м². Установлено, что при комнатной температуре пленка сохраняет свои свойства не менее 90 суток.

Исследуемая пленочная композиция 20 % ПВБ-УП показала положительные результаты при изоляции конструкционных материалов от радиоактивного загрязнения. После удаления пленки, загрязненной методом «сухого мазка», с поверхности конструкционных материалов, остаточное загрязнение образцов не превысило фоновых значений радиометрической установки. Однако данный состав не рекомендуется использовать в помещениях, где возможны разливы или разбрызгивание производственных кислых растворов или агрессивных сред, поскольку они могут растворить исследуемые составы. Для эффективной изоляции оборудования и материалов от загрязнения необходимо наносить пленочный состав толщиной не менее 20 г/м².

Установлено, что пленкообразующие составы с массовым содержанием ПВБ-УП 10 и 20 % обладают низкими дезактивирующими свойствами. Коэффициент дезактивации за три цикла обработки не превысил 10. Поэтому, в ходе работы провели модернизацию пленочного состава 20 % ПВБ-УП активными добавками (кислотами, комплексообразователями и др.) с целью повышения эффективности его дезактивирующих свойств.

Добавление в состав 20 % ПВБ-УП минеральных кислот (азотной и фосфорной кислот) значительно улучшает дезактивирующие свойства пленочной композиции. Введение в раствор азотной кислоты позволяет наиболее эффективно удалить радиоактивное загрязнение, обусловленное наличием α -радионуклидов (в частности, Pu-239). Добавление в состав пленочной композиции фосфорной кислоты повышает дезактивирующую способность по отношению к β -загрязнению (в частности, Cs-137). Дезактивацию осуществлять циклами до достижения уровней требуемого остаточного загрязнения. Продолжительность каждого цикла дезактивации должна составлять не менее 24 ч (время формирования пленки). Для облегчения процесса удаления пленки с поверхностей оборудования, помещений и др. возможно армирование поверхностей марлей или тканью Петрянова. Данный состав возможно использовать лишь при уровнях исходного радиоактивного загрязнения не более 1000 част/(см²·мин). Наличие в составе 20 % ПВБ-УП комплексообразователя триполифосфата натрия не повлияло на качество дезактивации.

При исследовании кинетических закономерностей высыхания пленкообразующей композиций определено, что основная часть растворителя испаряется в течение первых 1,5 ч. Для окончательного формирования слоя пленки необходимо не менее 24 ч. Добавление активных добавок в состав не оказывает влияния на скорость формирования пленки.

МОДЕЛИРОВАНИЕ НАКОПЛЕНИЯ ИОДА-131 ПРИ ОБЛУЧЕНИИ ОКСИДА ТЕЛЛУРА В РЕАКТОРАХ РБТ И СМ

А.В. Куприянов, Е.Г. Романов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

АО "ГНЦ НИИАР" осуществляет регулярные поставки препарата ^{131}I заказчикам с 2000 года. В качестве стартового материала для облучения в ядерном реакторе используется оксид теллура TeO_2 природного изотопного состава. Накопление целевого изотопа происходит по реакции $^{130}\text{Te}(n,\gamma)^{131}\text{Te} \rightarrow ^{131}\text{I} + \beta$. Далее на участке переработки облученный материал нагревают в индукционной печи для возгонки йода с последующим осаждением в растворе NaOH .

Для производства ^{131}I используются реакторы РБТ-6 и РБТ-10 бассейнового типа, и высокопоточный реактор СМ. В реакторах РБТ облучательные устройства с мишенями, содержащими стартовый материал (таблетки из прессованного диоксида теллура), устанавливаются в каналы, расположенные в топливной зоне, а в реакторе СМ – в периферийные каналы бериллиевого отражателя.

С использованием методов компьютерного моделирования определяется выход целевого изотопа в зависимости от продолжительности облучения, расположения экспериментального устройства в активной зоне, графика изменения мощности реактора. Расчет нейтронно-физических характеристик, таких как малогрупповое распределение плотности потока нейтронов, температура нейтронного газа, энерговыделение в облучаемом материале - производится с помощью программы, моделирующей перенос нейтронов и фотонов методом Монте-Карло. Для этого задается трехмерная модель реактора с облучательным устройством в экспериментальном канале, материальный состав всех зон и среднее за время облучения положение органов регулирования. Число моделируемых пробегов нейтронов и фотонов подбирается таким образом, чтобы статистическая погрешность расчетных значений не превышала 1%, и регистрируемые нейтронные функционалы проходили статистические проверки, предусмотренные программой.

Цепочка превращений изотопов при нейтронном облучении описывается системой нелинейных дифференциальных уравнений. В случае коротких цепочек и неизменных условий облучения решение можно представить в аналитическом виде, однако на практике удобно пользоваться программой, реализующей численное решение. Так, помимо значений плотности потока нейтронов (для номинальной мощности реактора), в облучаемом материале в программе задаются дополнительные начальные условия, среди которых: масса и изотопный состав стартового материала, параметры резонансного самоэкранирования, график изменения мощности реактора в процессе облучения. При необходимости табличные значения ядерных констант (сечения реакций, g -фактор и др.) для изотопов рассматриваемой цепочки превращений могут быть изменены.

С целью увеличения объемов производства препарата ^{131}I при сохранении количества доступных для использования ячеек реакторов разработана новая конструкция облучательного устройства. Она имеет ряд преимуществ по сравнению с прежней: во-первых, масса стартовой загрузки увеличена в два раза, во-вторых, конструкция стала унифицированной для всех реакторов, в-третьих, появилась возможность многократного использования устройства. Вместе с тем, вследствие большего вытеснения замедлителя (воды) из экспериментального канала и увеличения массы стартового материала, плотность потока тепловых нейтронов в объеме мишеней и выход ^{131}I несколько снизились.

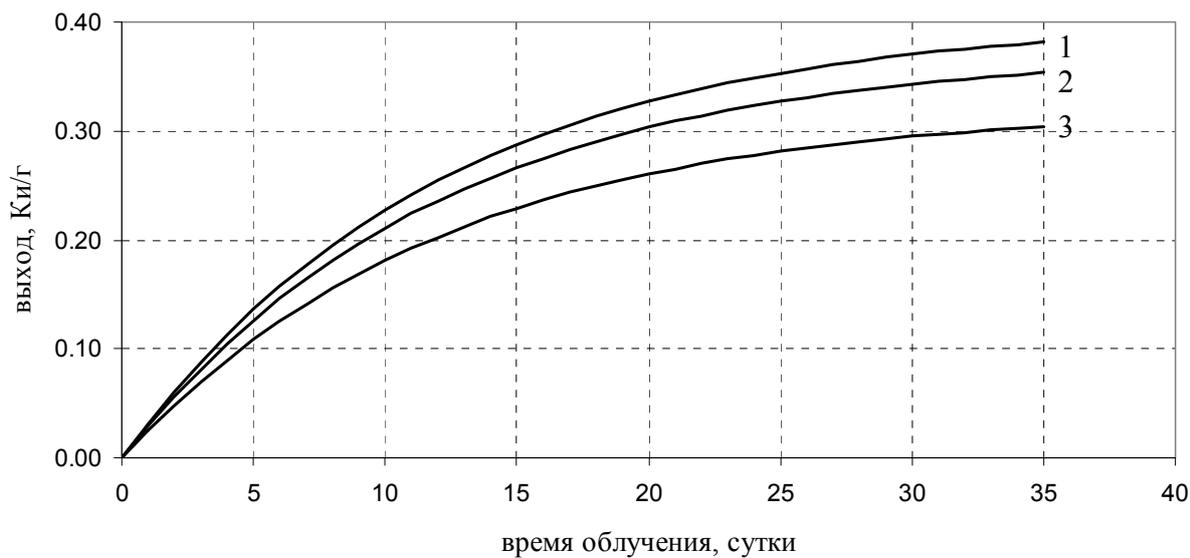


Рис.1. Выход ^{131}I при облучении в реакторе РБТ-10 (кривая 1), СМ (2) и РБТ-6 (3) унифицированных устройств повышенной емкости

На рис. 1 представлены расчетные кривые выхода ^{131}I в зависимости от времени и места облучения. Из них следует, что оптимальная продолжительность облучения составляет 8-16 суток, в течение которых реализуется максимальная скорость накопления данного изотопа. При более длительном облучении скорость накопления снижается — максимальное значение выхода достигается примерно на 35-е сутки облучения.

Полученные данные используются при долгосрочном планировании производства препарата ^{131}I .

ПОЛУЧЕНИЕ ОПЫТНЫХ ПАРТИЙ ПРЕПАРАТОВ $^{223}\text{RaCl}_2$ и $^{224}\text{RaCl}_2$

П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, А.Ю. Баранов,
А.С. Корнилов, Р.А. Кузнецов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Короткоживущие альфа-излучатели ^{223}Ra и ^{224}Ra являются перспективными радионуклидами для использования в ядерной медицине.

^{223}Ra входит в состав препарата Xofigo (прежнее название Альфарадин) для паллиативной терапии костных метастазов. ^{224}Ra может рассматриваться как более дешевый аналог ^{223}Ra при проведении лабораторных и клинических испытаний. Кроме того, ^{223}Ra является генератором ^{212}Bi и ^{212}Pb , которые в виде комплексов с моноклиральными антителами могут быть использованы для терапии различных онкологических заболеваний.

Для получения опытных партий препаратов $^{223}\text{RaCl}_2$ и $^{224}\text{RaCl}_2$ были использованы препараты $^{227}\text{Ac}(\text{NO}_3)_3$ и $^{228}\text{Th}(\text{NO}_3)_4$, выделенные из облученных в реакторе СМ радиевых мишеней.

Генерирование ^{223}Ra из выдержанного ^{227}Ac проводили по двухколоночной схеме. На первой колонке происходило извлечение материнских радионуклидов ^{227}Ac и ^{227}Th на сорбенте Ln-Resin из 0,015 моль/л HCl. Для дополнительной очистки ^{223}Ra от примесей к раствору, прошедшему через первую колонку, добавляли рассчитанный объем раствора ЭДТА в ацетатно-аммиачном буфере с pH=4,5. Полученный раствор пропускали через вторую колонку, содержащую катионит BioRad AG-50x8 в NH_4^+ -форме. В этих условиях большинство примесей образуют с ЭДТА устойчивые комплексы и не удерживаются катионитом. Колонку последовательно промывали ацетатно-аммиачным буферным раствором, дистиллированной водой и раствором азотной кислоты с концентрацией 0,1 моль/л для удаления следов ЭДТА и солей аммония. Элюирование радия проводили раствором HNO_3 с концентрацией 8 моль/л.

Для генерирования ^{224}Ra из выдержанного ^{228}Th на первой стадии использовали сорбцию анионных комплексов тория на анионите BioRad AG-1x8 (в NO_3^- форме). Раствор нитрата радия упаривали до солей, которые растворяли в ацетатно-аммиачном буфере с pH=4,5 и проводили очистку от примесей по аналогии с ^{223}Ra . Перевод солей ^{223}Ra и ^{224}Ra в хлоридную форму проводили упариванием азотнокислого раствора досуха и растворением остатка от упаривания в 0,01÷0,5 М HCl.

Контроль качества полученных продуктов проводили методами гамма-, альфа- и атомно-эмиссионной спектрометрии.

Наиболее важным параметром, определяющим возможность медицинского использования препаратов, является содержание долгоживущих альфа-излучающих примесей: ^{227}Ac в ^{223}Ra и ^{228}Th в ^{224}Ra . Содержание ^{226}Ra необходимо контролировать в обоих препаратах. Содержание ^{226}Ra и ^{228}Th в ^{224}Ra определялось по результатам анализа отложенных проб после распада ^{224}Ra .

В случае ^{223}Ra определение содержания ^{226}Ra производилось в исходном альфа-спектре препарата, а для определения содержания ^{227}Ac и ^{227}Th проводилось их химическое выделение из аликвоты препарата по методике, аналогичной аффинажной очистке ^{223}Ra от примесей.

В докладе представлены характеристики опытных партий $^{223}\text{RaCl}_2$ и $^{224}\text{RaCl}_2$ и обсуждаются вопросы контроля качества получаемых препаратов.

ИССЛЕДОВАНИЕ РАВНОМЕРНОСТИ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ РАДИЯ В РАДИЙ-СВИНЦОВОЙ КОМПОЗИЦИИ

И.Л. Буткалюк¹, П.С. Буткалюк¹, И.С. Белобров²,
Р.А. Кузнецов¹, Е.Г. Романов¹, В.А. Узиков¹

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград
²ФГБОУ ВПО «УлГУ», г. Ульяновск

Одним из методов получения ^{227}Ac , ^{228}Th и ^{229}Th является облучение ^{226}Ra в высокопоточном ядерном реакторе. При облучении компактных образцов наблюдается эффект резонансного самоэкранирования ядер ^{226}Ra , который приводит к значительному снижению выходов (до 40 %) полезных продуктов активации. Для уменьшения масштаба данного эффекта ранее нами было предложено разбавлять радий оксидом свинца [1], который практически не активируется под действием нейтронов. Стартовая композиция для облучения представляет собой смесь RaPbO_3 и PbO , полученную термическим разложением $\text{RaCO}_3/\text{PbCO}_3$ или $\text{Ra}(\text{NO}_3)_2/\text{Pb}(\text{NO}_3)_2$ [2].

С использованием химического аналога радия – бария проведено исследование морфологии распределения радия в композициях, полученных путем прокаливания смесей $\text{PbCO}_3/\text{RaCO}_3$ и $\text{Pb}(\text{NO}_3)_2/\text{Ra}(\text{NO}_3)_2$ при температурах 600, 700 и 800 °С. Методом рентгенофазового анализа установлен фазовый состав образцов. Распределение бария в образцах исследовали методом растровой электронной микроскопии.

В соответствии с результатами электронной микроскопии, при прокаливании смеси нитратов бария и свинца и карбонатов бария и свинца при 600, 700 и 800 °С образец состоит из двух фаз: зерна оксида свинца II и игольчатых кристаллов перовскита BaPbO_3 . Прокаливание при более высокой температуре приводит к увеличению размеров зерен оксида свинца. При прокаливании при 800 °С как смеси карбонатов, так и нитратов бария и свинца, зерна оксида свинца приобретают преимущественно округлую форму. Вероятно, это связано с приближением к температуре плавления оксида свинца (886 °С) и увеличению подвижности ионов и возможным спеканием частиц оксида свинца.

Данные элементного анализа ограниченной прямоугольной области поверхности образца заданных размеров говорят о том, что при синтезе стартовой композиции как из смеси карбонатов, так и смеси нитратов бария и свинца при

температуре 600-700 °С морфология образцов идентична. Существуют зерна оксида свинца и мелкие кристаллы плюмбата бария. При прокаливании при 800 °С пластины оксида свинца достигают размеров $\sim 10^{-8}$ м². Кроме того, присутствуют области размерами $\sim 2,5 \cdot 10^{-9}$ м², обогащенные барием относительно его среднего содержания в образцах.

В ходе проведенных экспериментов установлено, что синтез стартовой радий-свинцовой композиции возможен как при прокаливании нитратов, так и карбонатов радия и свинца в температурном диапазоне 600-700°С. В докладе обсуждается влияние неоднородностей состава композиции на безопасность облучения радия в высокопоточном реакторе СМ.

- [1] Стартовая композиция на основе радия и способ ее получения. Патент РФ № 2436179.
- [2] Буткалюк П.С., Буткалюк И.Л., Кузнецов Р.А., Томилин Н.В. Синтез и рентгенографическое исследование плюмбата радия. // Журнал "Радиохимия". 2013. Т. 55. № 1. С.19-22.

ОСОБЕННОСТИ ПОВЕДЕНИЯ ПРИМЕСЕЙ ПРИ ОЧИСТКЕ РАДИОНУКЛИДА НИКЕЛЯ-63

А.С. Корнилов¹, Е.В. Черноокая¹, К.О. Щербакова²

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Основным способом получения ⁶³Ni является облучение в ядерном реакторе никеля, обогащенного по изотопу ⁶²Ni. Для достижения удельной активности целевого радионуклида свыше 10 Ки/г необходимо длительное облучение стартового материала в высоких потоках тепловых нейтронов ($\sim 10^{15}$ см⁻²с⁻¹). Последующая химическая переработка облученного образца проводится с целью удаления нежелательных примесей и получения требуемой химической формы препарата. В результате облучения, помимо целевого ⁶³Ni, в мишени образуются ⁶⁰Co, ⁴⁶Sc, ⁵⁹Fe, ⁶⁵Zn, ⁵¹Cr, ¹¹⁷Sn, ⁵⁴Mn, ¹²⁴Sb. Суммарная активность радиоактивных примесей в препарате не должна превышать 10⁻³% от активности ⁶³Ni. Известные методы очистки никеля основаны на сорбции примесей (Co, Zn, Fe и т.п.) из крепких растворов соляной кислоты на сильноосновных анионитах или на экстракции органическими аминами. Использование соляной кислоты приводит к интенсивной коррозии используемого радиационно-защитного оборудования.

Предлагаемый метод предполагает очистку ⁶³Ni от ⁵⁹Fe, ⁶⁰Co, ⁵¹Cr, ⁵⁴Mn, ¹²⁴Sb, ⁴⁶Sc, ¹¹⁷Sn соосаждением их с Co(OH)₃, и дальнейшее отделение ⁶³Ni от ⁶⁵Zn при осаждении диметилглиоксимата никеля (ДМГН) [1]. Осаждение Co(OH)₃ проводится окислением кобальта раствором персульфата калия (ПСК)

при pH=5-6 на кипящей водяной бане. Осаждение ДМГН проводится при pH=7-10 из аммиачной среды.

Результаты очистки никеля от примесей соосаждением с $\text{Co}(\text{OH})_3$ представлены в таблице, очистка никеля от цинка составляет $\sim 10^3$.

Коэффициенты очистки никеля-63
от радионуклидных примесей соосаждением с $\text{Co}(\text{OH})_3$

Нуклид	Коэффициент очистки
^{59}Fe	$\geq 1,6 \cdot 10^3$
^{60}Co	$3,1 \cdot 10^3$
^{117}Sn	$\geq 1,1 \cdot 10^3$
^{65}Zn	2,38
^{51}Cr	≥ 40
^{54}Mn	≥ 35
^{124}Sb	$2,2 \cdot 10^3$
^{46}Sc	≥ 25

Литература

А.С. Корнилов, С.А. Иванов, П.С. Буткалюк, И.В. Целищев. Получение препарата ^{63}Ni из облученной меди природного изотопного состава. //Сборник тезисов 7-ой Российской конференции по радиохимии "Радиохимия-2012" г. Димитровград, 15-19 октября 2012г. С.141.

ИЗГОТОВЛЕНИЕ ФОЛЬГИ, СОДЕРЖАЩЕЙ НИКЕЛЬ-63, ЭЛЕКТРООСАДИТЕЛЬНЫМ МЕТОДОМ

Н.Н. Андрейчук, М.Н. Смирнов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Изотоп Ni-63, обладая мягким бета-излучением ($E_{\text{max}}=66,945$ кэВ), находит применение в качестве радионуклидных ионизационных детекторов в системах контроля загрязненности воздуха, системах детектирования взрывчатых веществ и в детектирующих системах высокотемпературного газового анализа, а также используется для калибровки контрольно-измерительных приборов. Кроме того, Ni-63 является перспективным изотопом для создания бетавольтаического источника тока, благодаря отсутствию гамма-излучения.

В представленной работе изучена возможность изготовления никелевой фольги толщиной $3 \div 4$ мкм, содержащей изотоп Ni-63, электрохимическим методом. Преимуществами этого метода являются возможность изготовления образцов фольги произвольной формы, а также отсутствие необходимости работы

с металлическими порошками Ni-63, что требует дорогостоящего высокоточного оборудования для прокатки фольги.

Исследование проводилось по двум направлениям: нанесение металлического никеля на подложку, которая по окончании процесса отделяется от осажденного слоя растворением в подходящем растворителе и осаждение никеля на подложку, обладающую слабой адгезией к нанесенному никелю. Кроме того, проводился подбор оптимальных условий осаждения и подготовки поверхности подложек. В результате был получен ряд образцов никелевой фольги, обладающих требуемыми характеристиками.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ РЕГИСТРАЦИИ БЕТА-ИЗЛУЧАТЕЛЕЙ НА ЖИДКОСЦИНТИЛЛЯЦИОННОМ СЧЁТЧИКЕ QUANTULUS 1220

А.С. Куприянов, Ю.В. Казеева, С.И. Климов,
Е.В. Малинина, С.В. Мельникова, А.Н. Юсупов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

С начала 50-х гг. прошлого столетия началось быстрое развитие жидкосцинтилляционного метода измерения радиоактивности, основанного на определении числа и яркости световых вспышек, возбуждаемых ионизирующим излучением в жидком сцинтилляторе. Для определения активности радионуклида жидкосцинтилляционным методом необходимо знать эффективность регистрации соответствующих нуклидов. Эффективность регистрации излучения является энергетической пространственно-угловой функцией вероятности процесса взаимодействия излучения с рабочей средой детектора [1].

Целью данной работы является определение эффективности регистрации бета-излучателей на жидкосцинтилляционном счётчике. Для работы была выбрана установка Quantulus 1220, как обладающая наилучшими параметрами по эффективности регистрации и минимальным фоном среди всех жидкосцинтилляционных счётчиков [2].

Работа состояла из двух этапов: определение удельной активности исходного раствора и, собственно, получение значений эффективности регистрации. Для определения удельной активности исходных растворов, в зависимости от ядерно-физических характеристик исследуемых радионуклидов, применяли либо газовый бета-счётчик, либо полупроводниковый гамма-спектрометр.

В ходе работы были получены следующие результаты:

- 1) Определена эффективность регистрации радионуклида ^{89}Sr в сцинтилляторе и дистиллированной воде;
- 2) Определены эффективности регистрации пар $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$, $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ и $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$, находящихся в радионуклидном равновесии;

- 3) С помощью химического отделения определены эффективности регистрации генетически связанных радионуклидов ^{90}Sr , ^{90}Y , ^{99}Mo , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{188}W и ^{188}Re в сцинтилляторе и дистиллированной воде.

Литература:

- [1] ГОСТ 18177-81. Детекторы ионизирующих излучений полупроводниковые. – Введ. 01.01.83. – М.: Издательство стандартов, 1982. – 20 с. – (Государственный стандарт Российской Федерации).
- [2] Малиновский С.В., Каширин И.А., Ермаков А.И и др. Сравнительный анализ современных жидкосцинтилляционных спектрометров // Green star – спектрометрическая аппаратура. 2015. URL: www.greenstar.ru/articles/malinovskii_obninck.pdf (дата обращения: 13.01.16).

ОПРЕДЕЛЕНИЕ АКТИВНОСТИ РАДИЯ-226 В РАСТВОРАХ АЗОТНОЙ КИСЛОТЫ МЕТОДОМ АЛЬФА-СПЕКТРОМЕТРИИ

А.С. Куприянов, А.Ю. Баранов,
П.С. Буткалюк, С.С. Печёрина

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

АО «ГНЦ НИИАР» ведутся работы по созданию производства препаратов $^{223}\text{RaCl}_2$ и $^{224}\text{RaCl}_2$ медицинского назначения [1]. Одной из ключевых стадий изготовления радиевых мишеней является соосаждение нитрата радия с нитратом свинца из концентрированной азотной кислоты. Масса радия в мишенях определяется по разности между содержанием радия в растворе до и после осаждения нитратов. В обоих случаях необходимо анализировать растворы с высокой концентрацией азотной кислоты.

Целью данной работы является разработка альфа-спектрометрического метода определения активности ^{226}Ra в азотнокислых растворах.

Активность ^{226}Ra определяли с помощью альфа-спектрометра на основе кремниевых PIPS-детекторов и амплитудного анализатора импульсов АЦП-8К-И2. Источники для измерения готовили нанесением аликвоты анализируемого раствора на обработанную инсулином поверхность подложки из нержавеющей стали с последующим упариванием и прокалкой, с постепенным повышением температуры до 700°C . При прокалке так же происходит практически полный выход дочернего ^{222}Rn из источника, с последующим быстрым распадом ^{218}Po и ^{214}Po , что сильно снижает вклад импульсов от этих радионуклидов в спектр ^{226}Ra .

Было установлено, что при концентрации азотной кислоты более 4 моль/л происходит быстрое разложение инсулинового пятна, что приводит к формированию ярко выраженной капли раствора под действием сил поверхностного натяжения и неравномерному распределению радия на поверхности источника.

Активность ^{226}Ra определялась по количеству импульсов в зоне альфа-спектра, соответствующей данному радионуклиду. Момент начала измерения относительно выделения ^{226}Ra и прокалкой источника подбирался таким образом, чтобы вклад дочерних радионуклидов ^{222}Rn , ^{218}Po и ^{214}Po в спектр был минимален. Таким образом, количество импульсов от дочерних радионуклидов в зоне, соответствующей ^{226}Ra , не превышало 0,001%.

Литература:

- [1] Кузнецов Р.А., Буткалюк П.С., Буткалюк И.Л. и др. Выходы продуктов активации при облучении ^{226}Ra в высокопоточном реакторе СМ. // Радиохимия 2012. Т. 54. С. 352-356.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ АКТИВНОСТИ ИТТРИЯ-90 В ИСТОЧНИКАХ НА ОСНОВЕ СТРОНЦИЯ-89

А.С. Куприянов, Е.В. Малинина, А.Н. Юсупов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В настоящее время в ОАО «ГНЦ НИИАР» функционирует установка по производству радиоактивного препарата ^{89}Sr , используемого в медицине в качестве исходного радиоактивного материала для приготовления радиофармпрепаратов терапевтического назначения и в научных исследованиях. Одним из основных требований, предъявляемых к препарату, является ограничение содержания радионуклидной примеси ^{90}Sr .

Определение содержания ^{90}Sr проводят по его дочернему радионуклиду ^{90}Y , выделяемому из препарата методом экстракционной хроматографии. Для достижения глубокой очистки иттрия от стронция разделение радионуклидов проводят последовательно на двух хроматографических колонках. Активности ^{89}Sr и ^{90}Y в полученном растворе являются величинами одного порядка.

Целью данной работы является определение активности ^{90}Y в источниках на основе ^{89}Sr .

В работе представлены два метода определения ^{90}Y . Первый метод использует различие периодов полураспада радионуклидов. Определение активности ^{90}Y основано на аппроксимации экспериментально полученной зависимости скорости счёта источника от времени методом наименьших квадратов. Второй метод основан на сопоставлении результатов жидкосцинтилляционного и черенковского счёта.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ МЕТРОЛОГИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ЖИДКОСЦИНТИЛЛЯЦИОННОГО СЧЁТЧИКА TRIATHLER

Р.Н. Минвалиев, А.С. Куприянов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Целью данной работы является определение метрологических характеристик (а также эффективности регистрации) жидкостинцилляционного счетчика Triathler при измерении активностей бета-излучающих радионуклидов. Измерительная установка Triathler – это компактный прибор для измерения излучения люминесценции, вызванной воздействием бета-излучения. Установка предназначена для измерения активности препаратов и проб. Преимуществом данной установки является возможность проведения экспресс-анализа проб непосредственно в месте их отбора. Для определения активности радионуклида необходимо определить эффективность регистрации радионуклида для данной установки при заданной геометрии измерения.

Эффективностью регистрации излучения называется отношение числа частиц, испущенных источником к количеству частиц, зарегистрированных детектором. В ходе работы были определены эффективности регистрации в сцинтилляционной смеси следующих радионуклидов: ^{89}Sr , ($^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$), ($^{99}\text{Mo} + ^{99\text{m}}\text{Tc}$), ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{63}Ni , ^{60}Co , ^{152}Eu , ^3H , ^{14}C . Значение фона составило 1,72 имп./с. Полученные значения эффективностей регистрации радиоизотопов в целом соотносятся с полученными ранее данными для измерительных установок подобного типа [1]. Была оценена погрешность результата измерений.

Кроме эффективности регистрации был определен ряд других метрологических характеристик:

- время установления рабочего режима;
- порог дискриминации;
- долговременная нестабильность;
- нелинейность градуировочной характеристики.

Дисперсия нестабильности составила 0,4%. Эту погрешность необходимо включить при расчете общей погрешности установки. Системная нелинейность не превысила 1%. Было установлено, что максимальная допустимая загрузка установки не должна превышать $3 \cdot 10^4$ имп/с.

Литература

Малиновский С.В., Каширин И.А., Ермаков А.И., Тихомиров В.А., Соболев И.А. Сравнительный анализ современных жидкостинцилляционных спектрометров. – М.: ГУП Мос НПО «Радон», 2012. – 19 с.

ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ КОМПОЗИЦИИ Al–Nd₂O₃

Р.Г. Абдуллов¹, А.С. Корнилов¹, Е.В. Черноокая¹, Н.С. Вятчина²

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Для получения изотопов используются стартовые композиции (СК), представляющие собой смесь двух и более компонентов, один из которых является инертным разбавителем. Одним из требований к СК является равномерное распределение стартового изотопа в объеме композиции. Возможно механическое перемешивание оксидов стартового нуклида (СН) с инертным разбавителем, например алюминиевым порошком. Более равномерное распределение можно обеспечить путём нанесения оксидов СН на поверхность алюминиевого порошка.

Для реализации метода раствор соли СН смешивается с носителем, после чего проводится термическая деструкция нанесённой соли в инертной атмосфере. В результате образуется смесь оксида СН с носителем. Технология изготовления СК предполагает контроль содержания СН в СК и оценку равномерности его распределения. В рамках работ по разработке технологии подготовки СК нами отработывался режим изготовления СК состава Al–Nd₂O₃.

Для определения Nd был предложен метод прямого спектрофотометрического определения по собственному поглощению при λ 740 и 795 нм. Было установлено, что присутствие алюминия не сказывается на оптической плотности раствора при указанных длинах волн. В диапазоне концентраций Nd от 0,5 – 10,2 г/л зависимость оптической плотности раствора от содержания неодима линейна (рисунок). Погрешность определения концентраций в указанном диапазоне не превышает 5%. Предложенный метод будет использован для разработки метода оценки однородности распределения СН в СК.

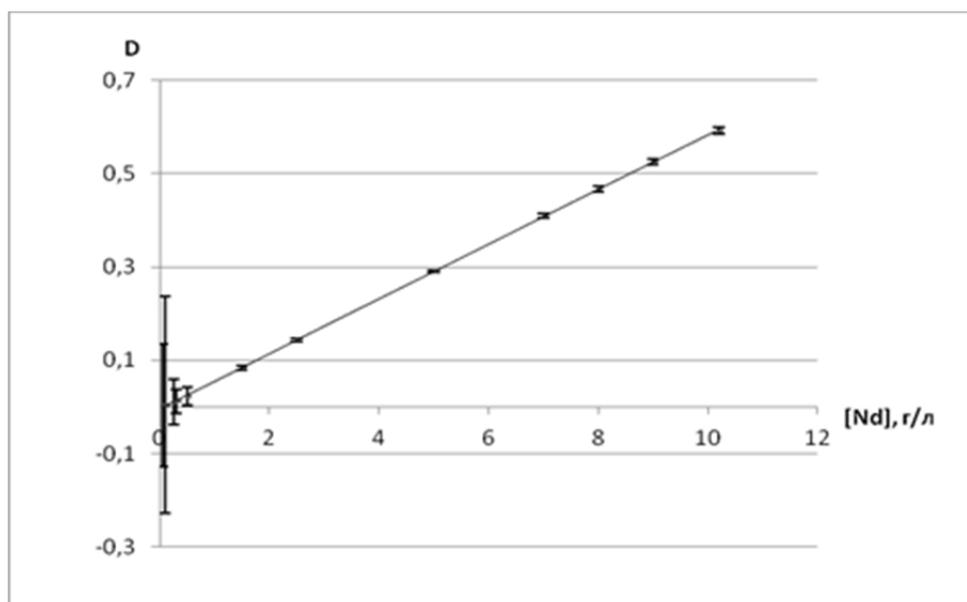


Рисунок. Зависимость оптической плотности раствора Nd от его концентрации

ИССЛЕДОВАНИЕ РАВНОВЕСИЯ В СИСТЕМАХ $Ba(NO_3)_2/HNO_3/H_2O$ И $Ra(NO_3)_2/HNO_3/H_2O$

П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, А.С. Куприянов,
Р.Г. Абдуллов, Р.А. Кузнецов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Определена растворимость нитрата радия в системе $^{226}Ra(NO_3)_2-HNO_3-H_2O$ в диапазоне концентраций HNO_3 61÷96 %.

Проведены две серии экспериментов. В одном из них равновесие достигалось "сверху", т.е. путем добавления дымящей азотной кислоты к водному раствору нитрата радия. Во втором равновесие достигалось "снизу", т.е. путем частичного растворения заранее сформированного осадка.

В предварительных экспериментах с использованием бария было показано, что в первом случае равновесие достигается за 20 ч, во втором за 4 ч. Осадок $Ra(NO_3)_2$ отделяли от раствора центрифугированием. Объемную активность ^{226}Ra в фильтрате определяли методом альфа-спектрометрического анализа, а концентрацию азотной кислоты - методом потенциометрического титрования стандартизованными растворами тетрабората натрия либо карбоната натрия.

Данные по растворимости, полученные двумя методами, хорошо согласуются между собой. Корректность применяемой процедуры определения растворимости подтверждали измерением растворимости нитрата бария в аналогичных условиях и сравнением полученных значений со справочными данным. Погрешность определения концентрации радия в растворе составляла 5-10%, концентрации азотной кислоты – не более 3%.

Результаты выполненных экспериментов показали, что для изученного диапазона концентраций азотной кислоты растворимость нитрата радия уменьшается от $\sim 0,02$ до $\sim 4 \cdot 10^{-4}$ г/100 г раствора. Растворимость нитрата радия во всем исследованном диапазоне концентраций HNO_3 больше растворимости нитрата бария в аналогичных условиях. Кривые растворимости нитратов радия и бария можно аппроксимировать эмпирическими уравнениями вида

$$\omega(Me(NO_3)_2) = A \cdot (\omega(HNO_3))^B$$

с параметрами $A = 3,0 \cdot 10^{-6}$, $B = -9,0$ и $A = 1,6 \cdot 10^{-7}$, $B = -12,3$ с коэффициентами корреляции $k=0,941$ и $k=0,977$ для радия и бария соответственно.

РАСЧЁТНАЯ ОЦЕНКА ТЕПЛО- И ГАЗОВЫДЕЛЕНИЯ ПРИ ОБЛУЧЕНИИ РАДИЯ-226 В ЦЕНТРАЛЬНОЙ НЕЙТРОННОЙ ЛОВУШКЕ РЕАКТОРА СМ

П.С. Буткалюк, А.В. Куприянов, Р.А. Кузнецов,
Е.Г. Романов, В.А. Тарасов, В.А. Узиков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В АО «ГНЦ НИИАР» ведутся работы по созданию производства препаратов $^{227}\text{Ac}(\text{NO}_3)_3$, $^{228}\text{Th}(\text{NO}_3)_4$, $^{223}\text{RaCl}_2$ и $^{224}\text{RaCl}_2$ из облученного ^{226}Ra . Облучение радия проводится в центральной нейтронной ловушке реактора СМ при средней величине плотности потока тепловых нейтронов $1,5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$. В процессе облучения образуются значительные количества альфа-излучающих радионуклидов, при распаде которых выделяется относительно большое количество тепла и газообразного ^4He .

В качестве стартового материала для облучения используется смесь метаплатмбата радия и оксида свинца (II). Природные изотопы свинца характеризуются низкими сечениями взаимодействия с нейтронами, но высокими коэффициентами поглощения гамма-излучения, следствием чего может быть перегрев и расплавление мишени. В работе приведены результаты расчетной оценки тепло- и газовыделения при облучении радиевых мишеней в нейтронной ловушке реактора СМ.

Для оценки выходов продуктов активации ^{226}Ra был использован разработанный в АО «ГНЦ НИИАР» программный комплекс ORIP_XXI [1], предназначенный для моделирования трансмутации ядер и расчёта накопления нуклидов при облучении нейтронами. Моделирование условий облучения выполнено с помощью программы MCNP-4C [2], которая реализует решения уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло на основе оцененных ядерных данных для систем с произвольной трехмерной геометрией. Для расчетов была использована максимально приближенная к реальной геометрии модель реактора СМ, верифицированная по результатам активационных экспериментов. Расчетная модель облучаемой мишени представляла собой цилиндр из порошка PbO , в объеме которого равномерно распределен порошок RaPbO_3 , упакованный в двухслойную оболочку. В качестве материалов оболочки рассматривались нержавеющая сталь 12X18H10T, циркониевый сплав Э110 и титановый сплав ВТ1-0. Результаты проведенных расчетов показали, что удельный выход ^{227}Ac и ^{228}Th за 1 кампанию продолжительностью 25 эфф. суток составляет до 2,2 Ки и 36 Ки на 1 г радия соответственно.

Начальное давление гелия в облучаемой мишени составляло 2 атм (заполнение гелием перед герметизацией). Масса гелия во время облучения

и выдержки рассчитывалась как интеграл от суммарной альфа-активности компонентов облученной мишени. Оценка температуры при облучении была выполнена с учетом радиационного тепловыделения в радий-свинцовой композиции и оболочках, тепловыделения при распаде радионуклидов, теплопередачи через материалы и газовые зазоры, включая теплопередачу излучением.

В докладе представлены расчетные значения температур и давлений внутри облучаемых мишеней для различной массы радия и обсуждается влияние тепло- и газовыделения на безопасность облучения радия.

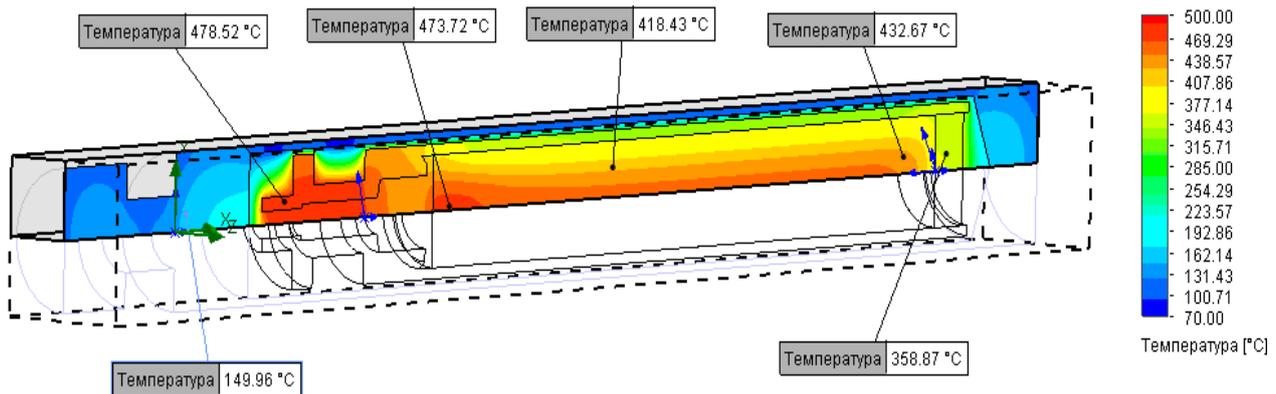


Рисунок – Распределение температур при облучении радиевой мишени (100 мг ^{226}Ra)

Литература:

- [1] Radiation Safety Information Computational Center Newsletters, Oak Ridge National Laboratory, USA, No. 583, December 2013, pp.1-2 URL: <https://rsicc.ornl.gov/Newsletters/news.13/news13december.pdf>
- [2] J. F. Briesmeister, Ed., "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C", LA-13709-M, April 2000.

ПРОБЛЕМЫ КОНВЕРСИИ ПРОИЗВОДСТВА РАДИОНУКЛИДА МОЛИБДЕНА-99 НА НИЗКОБОГАЩЁННЫЙ УРАН

Е.В. Черноокая^{1,2}, Р.А. Кузнецов¹

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Основная проблема перевода на низкообогащенный уран (НОУ) действующего производства ^{99}Mo , основанного на облучении мишеней с высокообогащенным ураном (ВОУ), заключается в значительном снижении производительности, поскольку выход ^{99}Mo , при прочих равных условиях, напрямую зависит от содержания ядер ^{235}U в мишенях. Частично производительность может быть сохранена оптимизацией конструкции мишени или условий облучения. Однако основной способ компенсации уменьшения доли урана-235 – сохранение количества этого изотопа, т.е. увеличение общей массы урана в мишени.

Существенное увеличение массы урана, в свою очередь, вызывает необходимость изменения технологии переработки облученных мишеней, поскольку существующие технологические решения рассчитаны на конкретное количество перерабатываемого ядерного материала. В наиболее распространенной «щелочной» схеме переработки, предусматривающей растворение мишеней состава $(\text{UAl}_x\text{-Al})$ в щелочном растворе (NaOH или смесь $\text{NaOH}+\text{NaNO}_3$), уран осаждается в виде диураната натрия уже на стадии растворения, а ^{99}Mo остается в маточном растворе. Эта особенность позволяет рассматривать технологию как малочувствительную к количеству урана в системе, т.е. с химической точки зрения – как легко адаптируемую к увеличению количества урана. В то же время аппарат-растворитель, используемый для реализации данной технологической операции, должен обеспечивать отделение значительного количества уран-содержащего осадка от маточного раствора. Оборудование, предназначенное для реализации этого процесса, рассчитано на конкретное количество перерабатываемого материала и, следовательно, рассчитано на определенный объем отделяемого осадка.

Аналогичные проблемы встречаются в «кислотной» схеме переработки, основанной на извлечении молибдена-99 и очистке от урана и продуктов деления экстракцией из азотнокислых растворов.

По нашему мнению, рациональной альтернативой при переходе к НОУ-мишеням является растворение облученных мишеней в азотной кислоте с последующим прямым извлечением ^{99}Mo сорбцией на оксиде алюминия.

В докладе проводится анализ вариантов организации технологической схемы переработки и приводятся первичные экспериментальные обоснования предлагаемой схемы.

ИЗУЧЕНИЕ РАСТВОРЕНИЯ УРАН-АЛЮМИНИЕВЫХ СПЛАВОВ В АЗОТНОЙ КИСЛОТЕ

А.Ю. Маркина¹, К.В. Ротманов²

¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

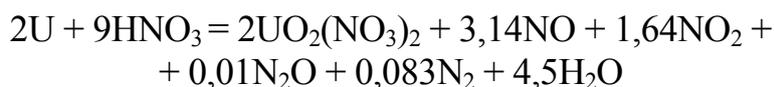
²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Изучено растворение металлического алюминия и уран-алюминиевого сплава состава 60% масс U - 40% масс Al (или 1 моль Al - 0,17 моль U) в 9 и 10 моль/л HNO₃ при 90-95° С. Установлено, что в процессе растворения заметно уменьшается кислотность раствора вследствие того, что азотная кислота расходуется на окисление металлического алюминия или уран-алюминиевого сплава.

Установлено, что в среднем в условиях проводимого эксперимента на растворение 1 моля алюминия расходуется 4,57 моля азотной кислоты. что достаточно близко к стехиометрии реакции растворения металлического алюминия, приведенной в [1] :



Показано, что в среднем в условиях проводимого эксперимента на растворение сплава состава 1 моль Al - 0,17 моль U, взятого в количестве, равном числу молей компонентов (67,46 г порошка сплава уран-алюминий 60% масс U - 40% масс Al) расходуется 5,33 моля азотной кислоты. Высказано предположение, что в сплаве состава 1 моль Al - 0,17 моль U на окисление 0,17 моля U расходуется: 5,33 – 4,57 = 0,76 моля азотной кислоты. При пересчете на 1 моль U получено, что на растворение 1 моля U в составе уран-алюминиевого сплава расходуется 4,47 моля азотной кислоты, что достаточно близко к стехиометрии реакции растворения металлического урана, приведенной в [2]:



1. Boeglin A.F., Buckham J.A. The nitric acid dissolution of uranium-aluminium alloy in a flooded continuous dissolver. AEC research and development report. IDO-14321. 96 pages.
2. Laue C. A., Gates-Anderson D., Fitch T. E. Dissolution of metallic uranium and its alloys. Part I. Review of analytical and process-scale metallic uranium dissolution // Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 261, No. 3, (2004), P.709-717.

СОРБЦИОННОЕ ИЗВЛЕЧЕНИЕ РАДИОНУКЛИДА МОЛИБДЕНА-99 ИЗ РАСТВОРА

А.В. Комарова¹, В.Г. Бондарева¹, Е.В. Черноокая^{1,2},
Р.А. Кузнецов², Г.В. Гончарова²

¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Радионуклид ^{99}Mo используется для получения $^{99\text{m}}\text{Tc}$, который используется в медицине при диагностике онкологических и некоторых других заболеваний. $^{99\text{m}}\text{Tc}$ является продуктом β -распада ^{99}Mo . Известен реакторный способ получения радиоизотопа ^{99}Mo , основанный на реакции деления ^{235}U под действием нейтронов. Последующая радиохимическая переработка нацелена на выделение и очистку ^{99}Mo . Одной из ступеней радиохимической переработки является выделение ^{99}Mo сорбцией на оксиде алюминия. На полноту извлечения ^{99}Mo оказывают влияние следующие факторы:

- кислотность раствора
- концентрация алюминия в растворе;
- скорость элюирования растворов;
- присутствие примесей в растворе;
- геометрические параметры колонки.

В рамках настоящей работы проводилось изучение режимов сорбционного выделения ^{99}Mo из раствора. В докладе приведены первичные экспериментальные оценки влияния кислотности на коэффициент распределения ^{99}Mo и концентрации алюминия на степень извлечения ^{99}Mo . Полученные результаты свидетельствуют о малой чувствительности системы к присутствию ионов Al^{3+} . В то же время, эффективность сорбции молибдена существенно зависит от кислотности раствора, скорости пропускания раствора через слой сорбента.

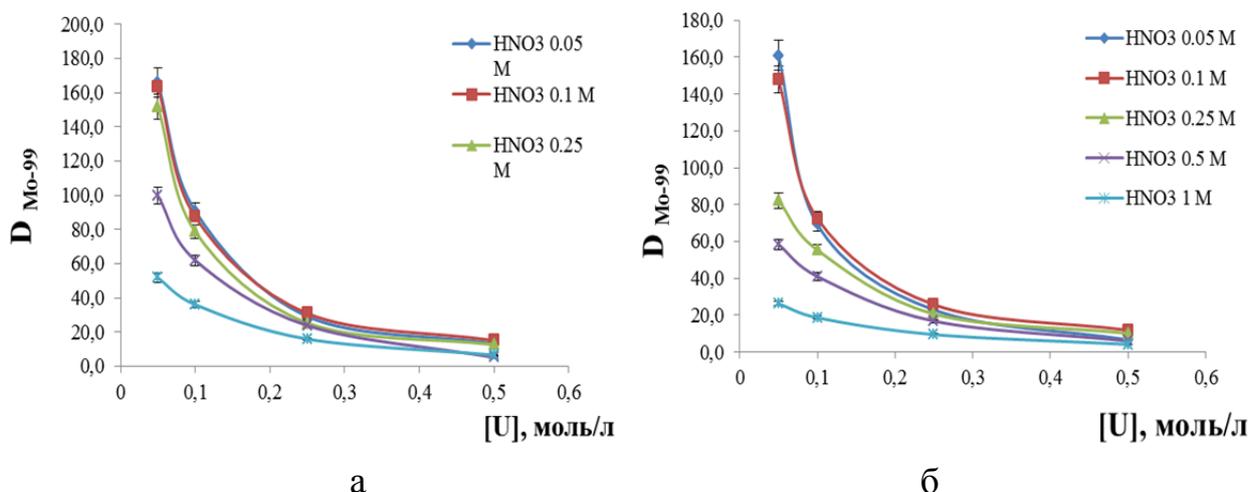


Рисунок - Зависимость коэффициента распределения ^{99}Mo от концентрации алюминия при различных концентрациях урана и азотной кислоты: а) $[\text{Al}] = 0,1$ моль/л; б) $[\text{Al}] = 0,5$ моль/л

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ АЛЬФА-ИЗЛУЧАЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ В ИСТОЧНИКЕ НА ОСНОВЕ МОЛИБДЕНА-99

С.С. Печёрина, А.Ю. Баранов, А.С. Куприянов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Для диагностики онкологических заболеваний широкое применение в ядерной медицине получили препараты на основе ^{99m}Tc , являющегося дочерним радионуклидом ^{99}Mo . К материнскому препарату ^{99}Mo предъявляются высокие требования по содержанию альфа-излучающих радионуклидов, отношение активности которых к активности ^{99}Mo не должно превышать $10^{-7}\%$ [1].

Несмотря на отсутствие альфа-распада у ^{99}Mo и его дочерних радионуклидов, определение содержания примесных альфа-излучателей с требуемой точностью в рамках Норм Радиационной Безопасности представляется затруднительным из-за высокого потока бета- и гамма-излучения ^{99}Mo . Данное исследование является этапом общей работы, посвящённой определению активности альфа-излучающих примесей в препарате ^{99}Mo [2].

Целью данной работы является разработка метода расчёта верхней границы активности альфа-излучающих радионуклидов в источнике на основе ^{99}Mo .

Предложен метод, основанный на измерении суммарной скорости счёта импульсов от источника в энергетическом интервале, соответствующем основным альфа-излучающим радионуклидам. Источник изготавливался из аликвоты азотнокислого раствора на основе ^{99}Mo . Требуемые условия по относительному содержанию примесей выполняются при активности альфа-излучателей в источнике, не превышающей 10^{-2} Бк.

Литература:

- [1] Европейская фармакопея 7.0, монография «1923», 01.2008г.
- [2] Ю.С. Коновалова, Е.А. Ерин, О.Н. Васильева //Исследование в обоснование методики определения активности альфа-излучающих примесей в препарате ^{99}Mo . – Тезисы 6 Российской школы по радиохимии и радиохимическим технологиям, г. Озёрск, 8-12 сентября 2014г. С. 48-49.

АНАЛИЗ ПРЕПАРАТА МОЛИБДЕНА-99 НА СОДЕРЖАНИЕ ПРИМЕСЕЙ СТРОНЦИЯ-89 И СТРОНЦИЯ-90

Р.А. Кузнецов, Н.В. Тетюкова, Ю.В. Казеева, Л.С. Коновалова,
З.Г. Ушакова, А.С. Куприянов, И.В. Целищев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Одной из контролируемых характеристик препарата молибден-99 является относительное содержание ^{89}Sr и ^{90}Sr . В соответствии с международными стандартами (European Pharmacopoeia и US Pharmacopoeia) суммарное содержание радионуклидов стронция в препарате ^{99}Mo не должно превышать $6 \cdot 10^{-5} \%$.

С 2014 года по 2016 год было проанализировано 163 партии препарата молибден-99 на содержание примесей ^{89}Sr и ^{90}Sr хроматографическим методом.

Результаты анализа показали, что содержание примесей в выпускаемом препарате меньше $6 \cdot 10^{-5} \%$. Полученные данные подтверждают, что выпускаемый продукт соответствует установленным требованиям (European Pharmacopoeia и US Pharmacopoeia).

Высокую чувствительность измерения активности бета-излучающих радионуклидов стронция обеспечивает жидкостно-сцинтилляционная спектроскопия. Однако, измеряемая проба не должна содержать значимой активности радионуклидов ^{99}Mo . Для отделения радионуклидов стронция от молибдена-99 может применяться комбинация селективного отделения молибдена-99 сорбцией на сильноосновной анионообменной смоле AGI-X8 и селективного извлечения стронция на сорбенте Sr specific resin (TRISKEM, Франция). Данный способ извлечения удобен тем, что он совместим с операциями, применяемыми для выделения примесей при определении содержания ^{103}Ru в препарате ^{99}Mo . Выход стронция составляет 88 %, коэффициент очистки от радионуклида ^{99}Mo – не менее $1 \cdot 10^8$.

Методика определения содержания примесей радионуклидов стронция, разработанная на основе предложенного способа выделения, при измерении активности на жидкостно-сцинтилляционном спектрометре Quantulus-1220 обеспечивает определение данных примесей в препарате ^{99}Mo на уровне $n \cdot 10^{-7} \%$ с погрешностью не более 20%. Корректность определения содержания радионуклидов стронция устанавливали с помощью образцовых радиоактивных растворов, и подтверждали анализом образцов, выдержанных не менее 1,5 месяцев для распада Мо-99, активность которых измерялась в течение 3 месяцев. Разложение кривой распада подтвердило, что вклад ^{90}Sr и активность стронциевой фракции не превышает несколько процентов и им можно пренебречь.

Методика применена для рутинного анализа коммерческих партий препарата. Типичное содержание радионуклидов стронция в препарате Мо-99, производимом АО «ГНЦ НИИАР», составляет $3 \cdot 10^{-6} \div 2 \cdot 10^{-5} \%$.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ СИСТЕМЫ CYCLONE PLUS ДЛЯ КОЛИЧЕСТВЕННОГО АНАЛИЗА РАДИОХИМИЧЕСКОЙ ЧИСТОТЫ ПРЕПАРАТА МОЛИБДЕНА-99

Р.А. Кузнецов¹, Л.С. Коновалова¹, Р.Н. Минвалиев¹,
И.В. Целищев¹, М.В. Закатнова², Е.С. Кильман²

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград
²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Препарат на основе ⁹⁹Mo представляет собой раствор молибдата натрия в натриевой щелочи и используется в качестве исходного радиоактивного материала для производства радиофармпрепаратов на основе ^{99m}Tc. Одним из показателей качества препарата является его радиохимическая чистота (РХЧ). Для определения РХЧ применяют метод тонкослойной хроматографии. Графическим результатом хроматографического процесса является хроматограмма. Количественный анализ хроматограмм можно проводить различными методами (авторадиографии, гамма- и бета- спектрометрии и радиометрии).

Целью данной работы является проведение исследований в обоснование правильности определения радиохимической чистоты в препарате на основе ⁹⁹Mo автордиографическим методом анализа с использованием установки Cyclone Plus.

Установка Cyclone Plus регистрирует суммарную энергию радиоактивного излучения как от ⁹⁹Mo, так и от его дочернего нуклида ^{99m}Tc. Для обоснования правильности расчета РХЧ ⁹⁹Mo проводился анализ распределения химических форм ^{99m}Tc и ⁹⁹Mo по длине хроматографической пластины с использованием гамма- спектрометрии. Установлено, что положения основных форм ⁹⁹Mo и ^{99m}Tc на хроматограмме совпадают.

Был оценен вклад ⁹⁹Mo и ^{99m}Tc в суммарное значение показания установки. Для этого была найдена эффективность регистрации для этих радионуклидов. Определение эффективности регистрации приводилось для разрешения 300 dpi и составила для ^{99m}Tc (40 ± 2) DLU/(Бк·мин), а для ⁹⁹Mo – (870 ± 130) DLU/(Бк·мин). Поскольку эффективность регистрации ⁹⁹Mo более чем в 20 раз выше эффективности регистрации ^{99m}Tc, то основной вклад в показания прибора дает излучение от ⁹⁹Mo.

Активности радионуклида в анализируемом растворе выбиралась в диапазоне (10 ÷ 100) кБк. Также экспериментально установлено, что линейность зависимости излучения экрана от активности образца сохраняется в пределах 7%. Суммарная погрешность метода при определении РХЧ препарата на основе ⁹⁹Mo составила 0,7%.

Для оценки достоверности измерения РХЧ автордиографическим методом проводилось сравнение результатов измерения данным методом с гамма-спектрометрическим по 100 партиям препарата за 2013 – 2015 гг. В среднем от-

клонение результатов измерений составило $(0,4 \pm 0,6)\%$, что говорит о хорошей сходимости результатов. Таким образом было установлено, что применение установки Cyclone Plus при измерении РХЧ препарата на основе ^{99}Mo дает результаты, совпадающие с гамма-спектрометрическими измерениями в пределах оцененной нами погрешности измерения.

СПЕКТРОФОТОМЕТРИЧЕСКОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ АЦЕТАТНЫХ И КАРБОНАТНЫХ КОМПЛЕКСОВ УРАНИЛА

Р.Г. Абдуллов¹, А.С. Корнилов¹,
А.И. Сафина², А.Ю. Фахрутдинова²

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград
²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Важным фактором, определяющим выбор технологической схемы переработки урана, является требование ядерной чистоты. Это относится как к урану, получаемому из урановых руд, так и к урану, получаемому при радиохимической переработке ОЯТ. Для достижения такой чистоты ядерных материалов требуются специальные методы очистки.

В настоящее время наиболее распространённая технология – экстракционный PUREX-процесс, предполагающий использование во всех технологических циклах в качестве экстрагента трибутилфосфата (ТБФ) в углеводородном разбавителе. Реэкстракцию проводят раствором карбоната или ацетата аммония.

Обычно экстракционную очистку дополняет осадительный аффинаж урана. Сочетание этих методов позволяет получить уран высокой чистоты.

Осадительный аффинаж урана заключается в селективном осаждении малорастворимых соединений урана: оксалата, пероксида, диураната аммония, аммонийуранилтрикарбоната (АУТК). Наилучшая очистка урана от примесей происходит при осаждении АУТК. При прокаливании АУТК образуется сыпучий и легко измельчаемый до необходимого фракционного состава конечный продукт – U_3O_8 .

Подобный подход предполагается применить для регенерации урана из отходов производства Mo-99 в АО «ГНЦ НИИАР».

В результате работы было установлено, что оптическая плотность в максимумах поглощения при λ 419, 431, 444, 459 нм (для ацетатных комплексов) и при λ 435, 449, 462 нм (для карбонатных комплексов) линейно зависит от концентрации урана в диапазоне концентраций 0-6 г/л для карбонатных комплексов и 0-10 г/л для ацетатных комплексов. Кинетика образования комплексов замедлена, равновесие достигается за 1 и за 2 часа для карбонатного и ацетатного комплекса соответственно и не изменяется в течение 12 часов. Оптическая плотность трикарбонатного и триацетатного комплекса уранила не зависит от концентрации карбоната аммония и ацетата аммония соответственно.

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ МЕТОДОВ ОЧИСТКИ СТРОНЦИЯ-89

Р.А. Кузнецов, П.С. Буткалюк,
А.С. Корнилов, П.И. Нечаев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Препарат $^{89}\text{SrCl}_2$ применяется в ядерной медицине для паллиативной терапии костных метастазов от некоторых видов рака. Одним из способов получения радионуклида ^{89}Sr является облучение нейтронами карбоната стронция, обогащенного по изотопу ^{88}Sr .

Проведенные ранее расчетно-экспериментальные исследования показали, что при облучении в 99,9% ^{88}Sr в течение 20-25 эффективных суток в высокопоточном реакторе СМ при средней плотности потока тепловых нейтронов $\sim 1 \cdot 10^{15}$ н/(см²·с) удельная активность ^{89}Sr составляет 0,4-0,6 Ки/г [1]. При увеличении продолжительности облучения можно получить препараты с большей удельной активностью, но при этом происходит наработка "вредных" радионуклидов ^{85}Sr и ^{90}Sr . После окончания облучения проводится радиохимическая переработка облученного материала с целью очистки стронция от образующихся примесей, а также для его перевода в хлорид. Основными примесными радионуклидами в облученном карбонате стронция являются продукты активации оболочек облучательных устройств и примесей в стартовом материале. Целью настоящей работы является сравнительный анализ двух методов очистки ^{89}Sr : экстракционно-хроматографического и осадительного.

Экстракционно-хроматографический метод очистки основан на селективном связывании ионов Sr^{2+} в комплекс с 4,4'(5')-ди-третбутилциклогексано-18-краун-6 в азотнокислых растворах. Данный экстрагент, нанесенный на инертную полимерную матрицу, используется в сорбенте Sr spec resin [2]. Из литературных данных известно, что коэффициент распределения стронция достигает максимально значения в области концентраций азотной кислоты 3÷8 моль/л и значительно понижается в разбавленных растворах HNO_3 . При сорбции стронция из 4 моль/л HNO_3 и элюировании дистиллированной водой данный метод дает высокие коэффициенты очистки стронция от любых примесей, кроме солей бария и свинца. Наиболее существенным недостатком экстракционно-хроматографического метода является низкая емкость сорбента (10-12 мг/мл), что приводит к низкой производительности данного метода.

Осадительный метод очистки основан на значительном уменьшении растворимости нитрата стронция в азотнокислых растворах при увеличении концентрации HNO_3 . Растворимость $\text{Sr}(\text{NO}_3)_2$ в дистиллированной воде при 25°C составляет 66 г/ 100 г и снижается до 0,014 г/ 100 г [3] при концентрации азотной кислоты 12 моль/л (соответствует составу азеотропной смеси HNO_3 - H_2O). Растворимость основных примесей в концентрированной азотной кислоте остается достаточной для проведения очистки стронция. Исключения составляют только соли бария и свинца, нитраты которых могут образовывать сме-

шанные кристаллы с нитратом стронция. Для достижения азеотропной концентрации азотной кислоты было предложено использовать упаривание раствора облученного материала в 4 моль/л HNO_3 . При этом происходит медленное повышение концентрации азотной кислоты и образование крупнокристаллического осадка.

В докладе представлены достигнутые коэффициенты очистки стронция от примесей и их зависимость от режима очистки, обсуждаются технологические потери ^{89}Sr и способы их минимизации.

Список использованных источников:

- [1] Р.А. Кузнецов, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, П.С. Буткалюк, И.В. Целищев, Д.В. Козлов, определение выходов ^{89}Sr и ^{90}Sr при облучении SrCO_3 в нейтронной ловушке реактора СМ, Известия Самарского научного центра Российской академии наук, т. 16, №6, 2014
- [2] Chiarizia R., Dietz M.L. A novel strontium selective extraction chromatographic resin. Solvent Extraction and Ion-exchange. 1992. V.10. No.2. P. 313-336
- [3] Проценко П.И., Разумовская О., Брыкова Н. Справочник по растворимости нитритных и нитратных солевых систем. Ленинград.: Химия, 1971. 272 с.

МНОГОФУНКЦИОНАЛЬНЫЙ ВНУТРИБОКСОВЫЙ МОДУЛЬ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ

Р.А. Кузнецов¹, С.И. Климов¹,
П.И. Нечаев¹, И.С. Белобров²

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград
²ФГБОУ ВПО «УлГУ», г. Ульяновск

В 21 веке при производстве изотопных препаратов медицинского назначения возникла необходимость в ином подходе, снижающем влияние человеческого фактора, уменьшающим радиационную нагрузку на персонал, а также позволяющим использовать взаимозаменяемые элементы, в том числе с возможностью технологического дублирования. Схожие концепции уже реализованы за рубежом, например модульные реакторные «General electric», «Mettler Toledo» и т.д.

Однако в рамках реализации программы импортозамещения планируется создать современную систему типовых элементов для радиохимической переработки и выделения изотопов как медицинского назначения, так и иных изотопов для народного хозяйства.

В ходе выполнения совместного проекта «Комплексная модернизация и развитие производства реакторных радионуклидов в АО «ГНЦ НИИАР», специалистами УлГУ и АО «ГНЦ НИИАР» было разработано оборудование для автоматизации технологических процессов радиохимической технологии –

прототипы типовых модулей. Составляющими такой системы стали многофункциональный внутрибюксый модуль, модуль сорбционного извлечения с возможностью контроля объемной активности получаемого раствора, а также модуль контроля и управления, включающий в себя контроллер, подключенный к ПК, на котором запущено разработанное в среде LabView программное обеспечение. Модуль позволяет проводить следующие операции:

- кислотное растворение облученных мишеней;
- кристаллизация и осаждение целевых соединений;
- получение растворов чистых соединений;
- получение осадков, с последующим растворением;
- жидкостная экстракция.

Управление и контроль осуществляется с помощью автоматизированной системы, включающей в себя: соленоидные клапаны, перистальтические насосы, тензорные датчики уровня жидкости, термопары, нагревательные элементы. Программа управления технологическим процессом позволяет изменять время нагрева и температуру раствора, объемы подаваемых растворов и т.п.

Применение такой системы позволяет перейти от проектирования уникальных составных элементов для технологических процессов и методик проведения радиохимической переработки к промышленному производству составных элементов унифицированной системы. Такой подход позволит уменьшить влияние человеческого фактора, создать площадку для обучения операторов данных систем, а также дает возможность своевременного внешнего контроля происходящих процессов.

В данный момент проводится испытание опытного образца системы на базе технологического процесса получения $^{89}\text{SrCl}_2$, реализуемого в АО «ГНЦ НИИАР».

НАЗВАНИЯ ОРГАНИЗАЦИЙ

АО «АТОМПРОЕКТ» — акционерное общество «Научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт "Атомпроект"» (г. Санкт-Петербург).

АО «ВНИИНМ» — акционерное общество «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара» (г. Москва).

АО «ГНЦ НИИАР» — акционерное общество «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (г. Димитровград).

АО «НИИТФА» — акционерное общество «Научно-исследовательский институт технической физики и автоматизации» (г. Москва).

АО «ОКБМ Африкантов» — акционерное общество «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова» (г. Нижний Новгород).

АО «ЦНИИ КМ "Прометей"» — акционерное общество «Центральный научно-исследовательский институт конструкционных материалов "Прометей"» (г. Санкт-Петербург).

АО «ЧМЗ» — акционерное общество «Чепецкий механический завод» (г. Глазов).

Госкорпорация «Росатом» — Государственная корпорация по атомной энергии (г. Москва).

ДИТИ НИЯУ МИФИ — Димитровградский инженерно-технологический институт — филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего профессионального образования «Национальный исследовательский ядерный университет "Московский инженерно-физический институт"» (г. Димитровград).

ПАО «МСЗ» — публичное акционерное общество «Машиностроительный завод» (г. Электросталь).

ФГАОУ ВПО «УрФУ» — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина» (г. Екатеринбург).

ФГБОУ ВПО «ННГУ» — федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Нижегородский государственный университет имени Н.И. Лобачевского» (г. Нижний Новгород).

ФГБОУ ВПО «УГАТУ» — федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Уфимский государственный авиационный технический университет» (г. Уфа).

ФГБОУ ВПО «УлГУ» — федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Ульяновский государственный университет» (г. Ульяновск).

ФГБУ «ГНЦ РФ — ИТЭФ» — федеральное государственное бюджетное учреждение «Государственный научный центр Российской Федерации — Институт теоретической и экспериментальной физики» (г. Москва).

ФГУП «НИИ НПО "Луч"» — федеральное государственное унитарное предприятие «Научно-исследовательский институт — Научно-производственное объединение "ЛУЧ"» (г. Подольск).

ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ» — федеральное государственное унитарное предприятие «Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики» (г. Саров).

ФГУП «ПО "Маяк"» — федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение "Маяк"» (г. Озёрск).

СОДЕРЖАНИЕ

ПЛЕНАРНЫЕ ДОКЛАДЫ	3
Расчётные исследования для обоснования конструкции экспериментальной тепловыделяющей сборки реактора БОР-60 с замедлителем. А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	4
Теплопроводность графита ГР-280, облучённого до высокого флюенса нейтронов. А.С. Покровский, Е.П. Белан, Д.В. Харьков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	5
Перспективы использования модернизированной ловушки реактора СМ для накопления изотопов трансурановых элементов. А.В. Куприянов, А.П. Малков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	6
Снижение критической температуры хрупкости металла сварных швов корпусов реакторов типа ВВЭР нового поколения. М.Н. Тимофеев (ФГУП «ЦНИИ КМ "Прометей"», г. Санкт-Петербург)	8
Получение опытных партий препаратов $^{227}\text{Ac}(\text{NO}_3)_3$ и $^{228}\text{Th}(\text{NO}_3)_4$. П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, Р.А. Кузнецов, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, А.Ю. Баранов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	9
Исследование эффективности применения эрбиевого выгорающего поглотителя в кассетных активных зонах с большим энергоресурсом. В.И. Алексеев, В.Ю. Галицких, А.В. Митрофанов, О.А. Морозов, М.Г. Шкоков (АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород)	10
Результаты модельных испытаний по физико-химическому взаимодействию материалов оболочек твэлов быстрых реакторов с имитаторами продуктов деления нитридного топлива. И.Ф. Гильмутдинов, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	12

**ФИЗИКА, ТЕХНИКА,
ОБЛУЧАТЕЛЬНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ
И БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ..... 16**

Анализ работы реактора МИР в 2015 году.
А.М. Шараев, А.П. Малков, Д.В. Фомин
(АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)..... 17

Изучение термометрической характеристики
узла измерения оболочки облучённого твэла в устройстве
для эксперимента ЛОСА на лабораторном стенде.
О.И. Дреганов, В.Н. Шулимов
(АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)..... 18

Влияние защитного нихромового покрытия
на коррозионную стойкость циркониевых оболочек твэлов в паре.
Д.Н. Игнатъев, А.А. Урусов, А.А. Мокрушин, К.К. Полуниин
(ФГУП «НИИ НПО "ЛУЧ"», г. Подольск) 19

Методические аспекты измерения толщины оксидной плёнки
на поверхности оболочек твэлов в бассейне выдержки реактора МИР.
А.В. Бурукин, А.И. Долгов, П.А. Ильин,
В.В. Калыгин, С.В. Михайлов, М.А. Мокеичев
(АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)..... 22

Остаточная пластичность оболочек твэлов
водяных энергетических реакторов
после высокотемпературного окисления и наводороживания.
А.А. Бучнева, Д.Н. Игнатъев, А.А. Мокрушин,
Д.М. Солдаткин, А.А. Урусов
(ФГУП «НИИ НПО "ЛУЧ"», г. Подольск) 23

Определение микрокомпонентов водных теплоносителей
петлевых установок исследовательского реактора МИР
методом атомно-абсорбционной спектроскопии.
О.С. Бендерская, О.Н. Владимирова,
С.А. Двойнишникова, Е.О. Демидовская
(АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)..... 27

Моделирование кобальтового поглотителя в активной зоне
многоцелевого тяжёловодного реактора.
А.Н. Лепехин¹, О.А. Морозов¹, В.В. Петрунин¹, А.М. Соболев¹,
С.Е. Сорокин¹, М.Г. Шкоков¹, М.М. Игумнов², В.О. Легостаев²
(¹АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород;
²ФГБУ «ГНЦ РФ — ИТЭФ», г. Москва)..... 28

Совершенствование конструкции облучательного устройства для наработки кобальта-60 в реакторе БН-600. Е.А. Сатунина, А.В. Киселев (АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород)	30
Инженерно-физическое сопровождение эксплуатации реактора СМ. А.В. Пайдулов, А.П. Малков, Ю.А. Краснов, В.В. Пименов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	32
Ядерно-физические процессы в бериллии под облучением и их влияние на физические и технологические характеристики исследовательских реакторов. А.П. Малков, В.В. Пименов, А.В. Козыльков, В.В. Калыгин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	33
Математическое моделирование миграции радиоцезия и радиостронция в почвенно-растительных комплексах. Т.В. Шарапова, Р.С. Макин (ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	35
Моделирование теплообмена в облучательном устройстве исследовательского реактора с натриевым теплоносителем. А.В. Боев, А.В. Варивцев, Н.С. Погляд (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	38
Основные результаты экспериментальных исследований на критических стендах АО «ГНЦ НИИАР» в 2014–2015 годах. Д.В. Фомин, А.П. Малков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	41
Программный комплекс FOREST, применяемый для детерминистических расчётов параметров внешних техногенных воздействий и получения исходных данных для вероятностного анализа безопасности внешних воздействий. Г.А. Ершов, Ю.Л. Ермакович, М.А. Козлов, А.А. Калинин, В.К. Шевелев, Л.С. Заикина (АО «АТОМПРОЕКТ», г. Санкт-Петербург)	42
Расчётно-экспериментальное определение расхода теплоносителя через штатные и экспериментальные сборки реактора БОР-60. В.Ю. Анисимов, Л.А. Адамовский (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	45
Особенности сварки облучаемых мишеней для производства изотопа молибдена-99. Е.М. Табакин, Г.В. Мирошниченко, А.В. Каплин, С.А. Андреев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	46

Инженерная методика оптимизации параметров ампульного канала с естественной циркуляцией. В.А. Узиков, Т.А. Осипова (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	48
Модернизация нейтронного концентромера бора НАР12-М. Д.В. Козырь, Е.А. Кушеев, Н.Н. Носова, О.В. Новгородова (АО «НИИТФА», г. Москва).....	51
Разработка и совершенствование устройств для контроля распределения стартовых материалов в мишенях для наработки радионуклидов. В.С. Романовский, А.И. Теллин, Ю.И. Лещенко, А.В. Кремер, А.А. Леоненко, Д.А. Леоненко, А.П. Малков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	54
Фоновые условия проведения эксперимента по регистрации осцилляций реакторных антинейтрино на коротких расстояниях от центра активной зоны реакторной установки СМ. М.Ю. Матросова, О.В. Литвиненко (ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	56
Результаты эксплуатации и экспериментальные исследования на реакторной установке ВК-50 с расширенной активной зоной в 2010–2015 годах. Н.А. Святкина, Е.Г. Бреусова, Е.В. Синявина (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	57
Система объектного мониторинга состояния недр АО «ГНЦ НИИАР» и результаты её эксплуатации. А.Б. Максина, А.М. Соболев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	58
РЕАКТОРНОЕ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И ТЕХНОЛОГИИ	62
Методика определения содержания водорода в металле и оксидной плёнке облучённых циркониевых сплавов. А.М. Новиков, Г.В. Шишалова (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	63
Технология термической обработки сварных швов оболочек ТВЭЛОВ из ферритно-мартенситных сталей. В.В. Балобанов, А.Ф. Виноградов (ПАО «МСЗ», г. Электросталь)	63

Исследование закономерностей и особенностей радиационной ползучести аустенитных сталей в экспериментах с газонаполненными образцами, облучёнными в реакторах на быстрых нейтронах. Е.И. Макаров, В.С. Неустроев, Д.Е. Маркелов, А.В. Обухов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	65
Структурные изменения в стали X18H10T после облучения в реакторе БОР-60 с различной скоростью набора повреждающей дозы. Д.Е. Маркелов, А.В. Обухов, Е.И. Макаров, В.С. Неустроев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	66
Исследование наноструктурированной аустенитной нержавеющей стали типа X18H9 после облучения в реакторе БОР-60. В.К. Шамардин ¹ , Т.М. Буланова ¹ , А.А. Карсаков ¹ , А.В. Обухов ¹ , Р.З. Валиев ² , И.В. Александров ² , М.М. Абрамова ² , Н.А. Еникеев ² (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ФГБОУ ВПО «УГАТУ», г. Уфа)	70
Повреждение стальных дистанционирующих решёток в результате длительной эксплуатации в составе тепловыделяющих сборок в реакторе РБМК-1000. А.О. Мазаев, Г.П. Кобылянский, А.В. Строжук (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	72
Низкотемпературное упрочнение и охрупчивание стали 12X18H10T, облучённой в реакторе БОР-60 в качестве элементов экранных сборок. Е.И. Макаров, В.С. Неустроев, И.Ю. Жемков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	73
Исследование образцов аустенитных коррозионно-стойких сталей X18H10T и X16H15M3B, облучённых в реакторе СМ. Г.Н. Бакшутова ¹ , Е.И. Макаров ² , В.С. Неустроев ² (¹ ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград; ² АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	73
Радиационное распухание уран-плутониевого нитридного топлива. А.В. Беляева, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин, С.В. Кузьмин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	77
Применение метода масс-спектрометрии с индуктивно связанной плазмой для изотопного анализа отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР. А.В. Авдонин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	80

Опыт использования многоканального анализатора эмиссионных спектров и программного комплекса «Атом-3.3» в атомно-эмиссионном спектральном анализе радиоактивных проб.
И.А. Горячев, М.И. Хамдеев
(АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)..... 82

РАДИОХИМИЧЕСКИЕ И НУКЛИДНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ..... 84

Ферроцианидная очистка расплава электролита LiCl–KCl от цезия-137, синтез минералоподобного продукта и получение керамики на его основе.
А.Н. Трошин, В.А. Кошкин
(ФГБОУ ВПО «ННГУ», г. Нижний Новгород)..... 85

Растворение слитка урана, плутония и нептуния в азотной кислоте.
М.Г. Дмитриев¹, В.А. Назиров¹, В.Е. Давыдов¹, А.Ю. Вахрушин¹,
А.А. Елесин¹, Д.В. Зверев², К.Н. Двоглазов²
(¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград;
²АО «ВНИИНМ», г. Москва)..... 88

Экстракционно-хроматографические свойства и радиационная устойчивость сорбента LN-B200-S.
Е.А. Ерин¹, В.Н. Момотов¹, А.А. Баранов¹,
Л.В. Нагайцева¹, Ю.С. Коновалова¹, Ю.А. Галина²
(¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград;
²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград) 88

Апробация метода сольватной дезактивации отработанных никелевых фильтров.
М.Ю. Войтенко, М.А. Земченко, В.В. Соловьева
(ПАО «МСЗ», г. Электросталь) 90

Оценка возможности применения плёночной композиции марки ПВБ-УП производства ООО «Торговый союз» в качестве изолирующего, локализирующего и дезактивирующего средства в радиохимическом производстве.
О.А. Сахненко, Н.А. Кузнецова
(ФГУП «ПО "Маяк"», г. Озёрск) 91

Моделирование накопления иода-131 при облучении оксида теллура в реакторах РБТ и СМ.
А.В. Куприянов, Е.Г. Романов
(АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)..... 93

Получение опытных партий препаратов $^{223}\text{RaCl}_2$ и $^{224}\text{RaCl}_2$. П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, А.Ю. Баранов, А.С. Корнилов, Р.А. Кузнецов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	95
Исследование равномерности распределения радия в радий-свинцовой композиции. И.Л. Буткалюк ¹ , П.С. Буткалюк ¹ , И.С. Белобров ² , Р.А. Кузнецов ¹ , Е.Г. Романов ¹ , В.А. Узиков ¹ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ФГБОУ ВПО «УлГУ», г. Ульяновск).....	96
Особенности поведения примесей при очистке радионуклида никеля-63. А.С. Корнилов ¹ , Е.В. Черноокая ¹ , К.О. Щербакова ² (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	97
Изготовление фольги, содержащей никель-63, электроосадительным методом. Н.Н. Андрейчук, М.Н. Смирнов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	98
Определение эффективности регистрации бета-излучателей на жидкосцинтилляционном счётчике Quantulus 1220. А.С. Куприянов, Ю.В. Казеева, С.И. Климов, Е.В. Малинина, С.В. Мельникова, А.Н. Юсупов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	99
Определение активности радия-226 в растворах азотной кислоты методом альфа-спектрометрии. А.С. Куприянов, А.Ю. Баранов, П.С. Буткалюк, С.С. Печёрина (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	100
Определение активности иттрия-90 в источниках на основе стронция-89. А.С. Куприянов, Е.В. Малинина, А.Н. Юсупов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	101
Определение метрологических характеристик жидкосцинтилляционного счётчика Triathler. Р.Н. Минвалиев, А.С. Куприянов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	102
Исследование свойств композиции Al–Nd ₂ O ₃ . Р.Г. Абдуллов ¹ , А.С. Корнилов ¹ , Е.В. Черноокая ¹ , Н.С. Вятчина ² (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	103

Исследование равновесия в системах $\text{Ba}(\text{NO}_3)_2/\text{HNO}_3/\text{H}_2\text{O}$ и $\text{Ra}(\text{NO}_3)_2/\text{HNO}_3/\text{H}_2\text{O}$. П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, А.С. Куприянов, Р.Г. Абдуллоев, Р.А. Кузнецов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	104
Расчётная оценка тепло- и газовой выделений при облучении радия-226 в центральной нейтронной ловушке реактора СМ. П.С. Буткалюк, А.В. Куприянов, Р.А. Кузнецов, Е.Г. Романов, В.А. Тарасов, В.А. Узиков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	105
Проблемы конверсии производства радионуклида молибдена-99 на низкообогащённый уран. Е.В. Черноокая ^{1,2} , Р.А. Кузнецов ¹ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	107
Изучение растворения уран-алюминиевых сплавов в азотной кислоте. А.Ю. Маркина ¹ , К.В. Ротманов ² (¹ ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград; ² АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	108
Сорбционное извлечение радионуклида молибдена-99 из раствора. А.В. Комарова ¹ , В.Г. Бондарева ¹ , Е.В. Черноокая ^{1,2} , Р.А. Кузнецов ² , Г.В. Гончарова ² (¹ ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград; ² АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	109
Определение содержания альфа-излучающих радионуклидов в источнике на основе молибдена-99. С.С. Печёрина, А.Ю. Баранов, А.С. Куприянов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	110
Анализ препарата молибдена-99 на содержание примесей стронция-89 и стронция-90. Р.А. Кузнецов, Н.В. Тетюкова, Ю.В. Казеева, Л.С. Коновалова, З.Г. Ушакова, А.С. Куприянов, И.В. Целищев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	111

Исследование возможности применения системы Cyclone Plus для количественного анализа радиохимической чистоты препарата молибдена-99. Р.А. Кузнецов ¹ , Л.С. Коновалова ¹ , Р.Н. Минвалиев ¹ , И.В. Целищев ¹ , М.В. Закатнова ² , Е.С. Кильман ² (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	112
Спектрофотометрическое определение ацетатных и карбонатных комплексов уранила. Р.Г. Абдуллоев ¹ , А.С. Корнилов ¹ , А.И. Сафина ² , А.Ю. Фахрутдинова ² (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	113
Сравнительный анализ методов очистки стронция-89. Р.А. Кузнецов, П.С. Буткалюк, А.С. Корнилов, П.И. Нечаев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	114
Многофункциональный внутрибоксовый модуль для проведения радиохимических процессов. Р.А. Кузнецов ¹ , С.И. Климов ¹ , П.И. Нечаев ¹ , И.С. Белобров ² (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ФГБОУ ВПО «УлГУ», г. Ульяновск).....	115
Названия организаций	117

Научное издание

**Всероссийская молодёжная конференция
«Научные исследования и технологические разработки
в обеспечение развития ядерных технологий
нового поколения»**

(г. Димитровград, 5–7 апреля 2016 г.)

Тезисы докладов

Ответственная за выпуск С.С. Шипулина

Издательская подготовка Н.В. Чертухиной
Компьютерная вёрстка Л.Н. Никишиной
Дизайн обложки В.М. Недашковского

Подписано в печать 04.04.2016. Формат 60×84/16.
Уч.-изд. л. 7,22. Усл. печ. л. 13,25. Ризография.
Гарнитура «Times New Roman», «Arial».
Тираж 130 экз. Заказ № 282.

Оригинал-макет подготовлен редакционно-издательской группой
управления коммуникаций АО «ГНЦ НИИАР»
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, 9

Отпечатано в акционерном обществе «Государственный научный центр —
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, 9